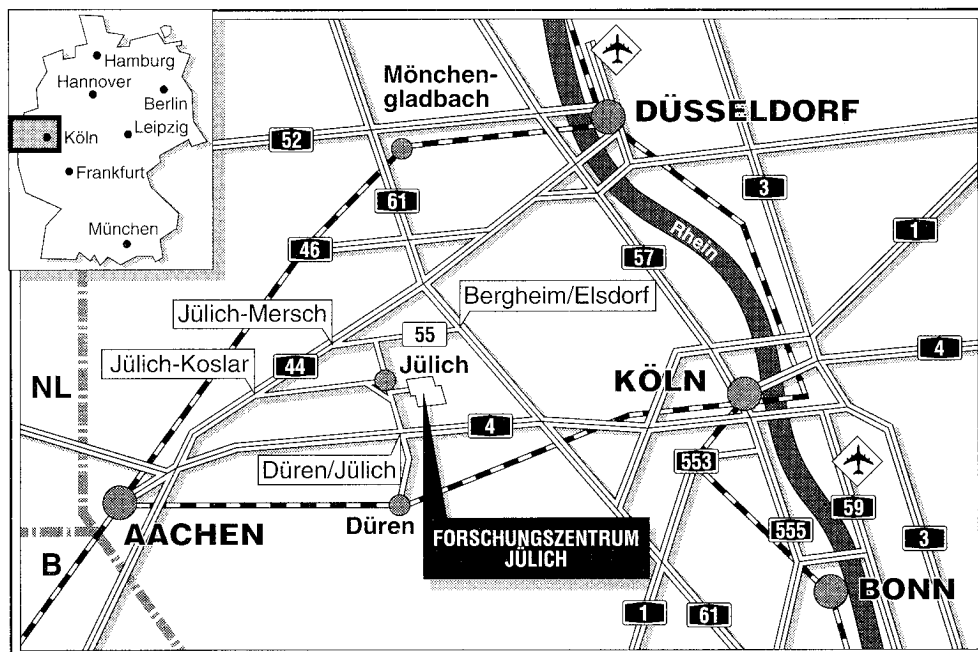


*Institut für Sicherheitsforschung
und Reaktortechnik*

**Zur selbsttätig sicheren Begrenzung
von nuklearer Leistung und
Brennstofftemperatur in innovativen
Kernreaktoren**



Berichte des Forschungszentrums Jülich ; 2960

ISSN 0944-2952

Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik Jül-2960

Zu beziehen durch: Forschungszentrum Jülich GmbH · Zentralbibliothek

D-52425 Jülich · Bundesrepublik Deutschland

Telefon: 024 61 / 61 - 61 02 · Telefax: 024 61 / 61 - 61 03 · Telex: 8 33 556-70 kfa d

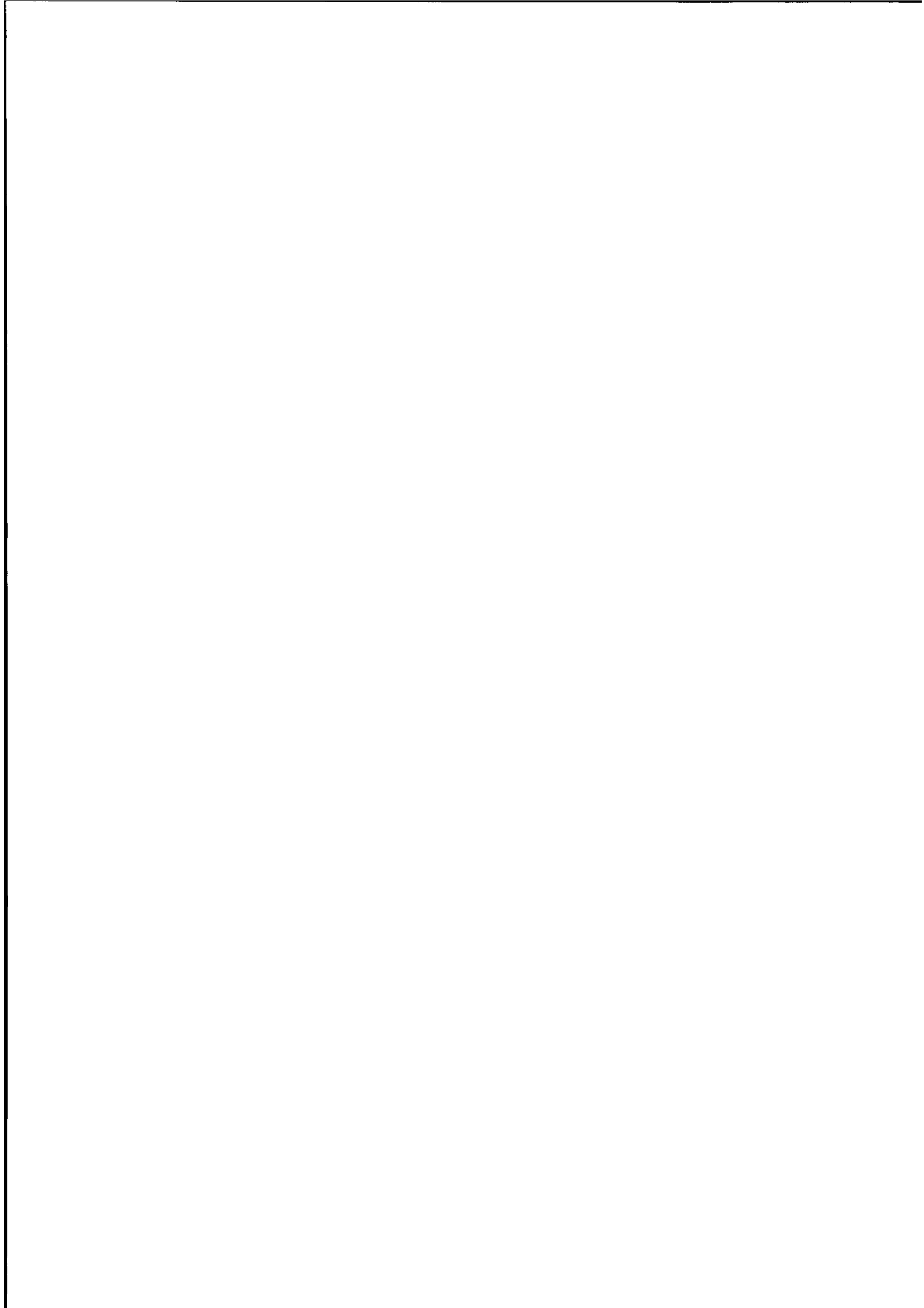
Zur selbsttätig sicheren Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennstofftemperatur in innovativen Kernreaktoren

W. Scherer
K. A. Haas
E. Teuchert

H. Brockmann
K. Kugeler
H. Werner

S. Drecker
U. Ohlig
L. Wolf

H. Gerwin
H. J. Rütten



On the Selfacting Safe Limitation of Fission Power and Fuel Temperature in Innovative Nuclear Reactors

by

W. Scherer, H. Brockmann, S. Drecker, H. Gerwin, K.A. Haas,

K. Kugeler, U. Ohlig, H.J. Rütten, E. Teuchert, H. Werner, L. Wolf

ABSTRACT

Nuclear energy probably will not contribute significantly to the future worldwide energy supply until it can be made *catastrophe-free*. Therefore it has to be shown, that the consequences of even largest accidents will have no major impact to the environment of a power plant.

In this paper one of the basic conditions for such a nuclear technology is discussed. Using mainly the modular pebble-bed high-temperature reactor as an example, the design principles, analytical methods and the level of knowledge as given today in controlling reactivity accidents by inherent safety features of innovative nuclear reactors are described. Complementary possibilities are shown to reach this goal with systems of different types of construction. Questions open today and resulting requirements for future activities are discussed.

Today's knowledge credibly supports the possibility of a *catastrophe-free* nuclear technology with respect to reactivity events.

Zur selbsttätig sicheren Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennstofftemperatur in innovativen Kernreaktoren

von

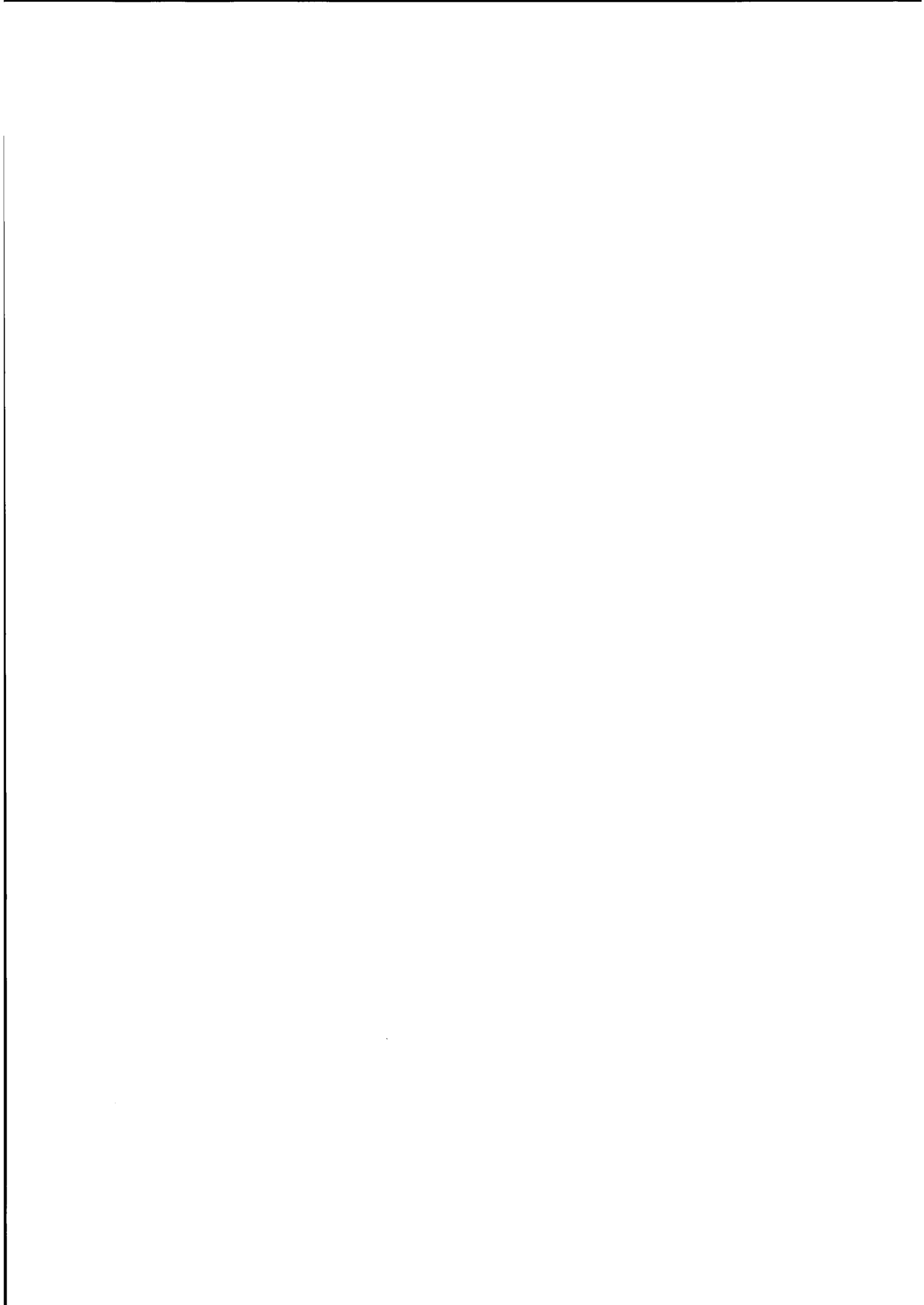
W. Scherer, H. Brockmann, S. Drecker, H. Gerwin, K.A. Haas,
K. Kugeler, U. Ohlig, H.J. Rütten, E. Teuchert, H. Werner, L. Wolf

KURZFASSUNG

Die Kernenergie kann vermutlich nur dann einen wesentlichen Beitrag zur zukünftigen, weltweiten Energieversorgung leisten, wenn es gelingt, sie *katastrophenfrei* zu gestalten, d.h. nachzuweisen, daß auch größte Unfälle keine signifikante Auswirkung auf die Umgebung eines Kraftwerks haben.

In der vorliegenden Arbeit wird eine der wesentlichen Voraussetzungen für eine derartige Kerntechnik diskutiert. Hauptsächlich am Beispiel des modularen Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors werden die Prinzipien bei der Auslegung, die Methoden der Analyse und der bisher erreichte Kenntnisstand bei der Beherrschung von Reaktivitätsstörfällen durch inhärente Sicherheitseigenschaften innovativer Kernreaktoren dargestellt. Ferner werden Möglichkeiten zur Erreichung dieses Ziels mit Systemen anderer Bauarten aufgezeigt. Zur Zeit noch ungeklärte Fragen und daraus resultierende Arbeitsanforderungen werden diskutiert.

Die vorliegenden Erkenntnisse lassen die Möglichkeit einer *katastrophenfreien* Kerntechnik im Hinblick auf Reaktivitätsereignisse glaubhaft erscheinen.



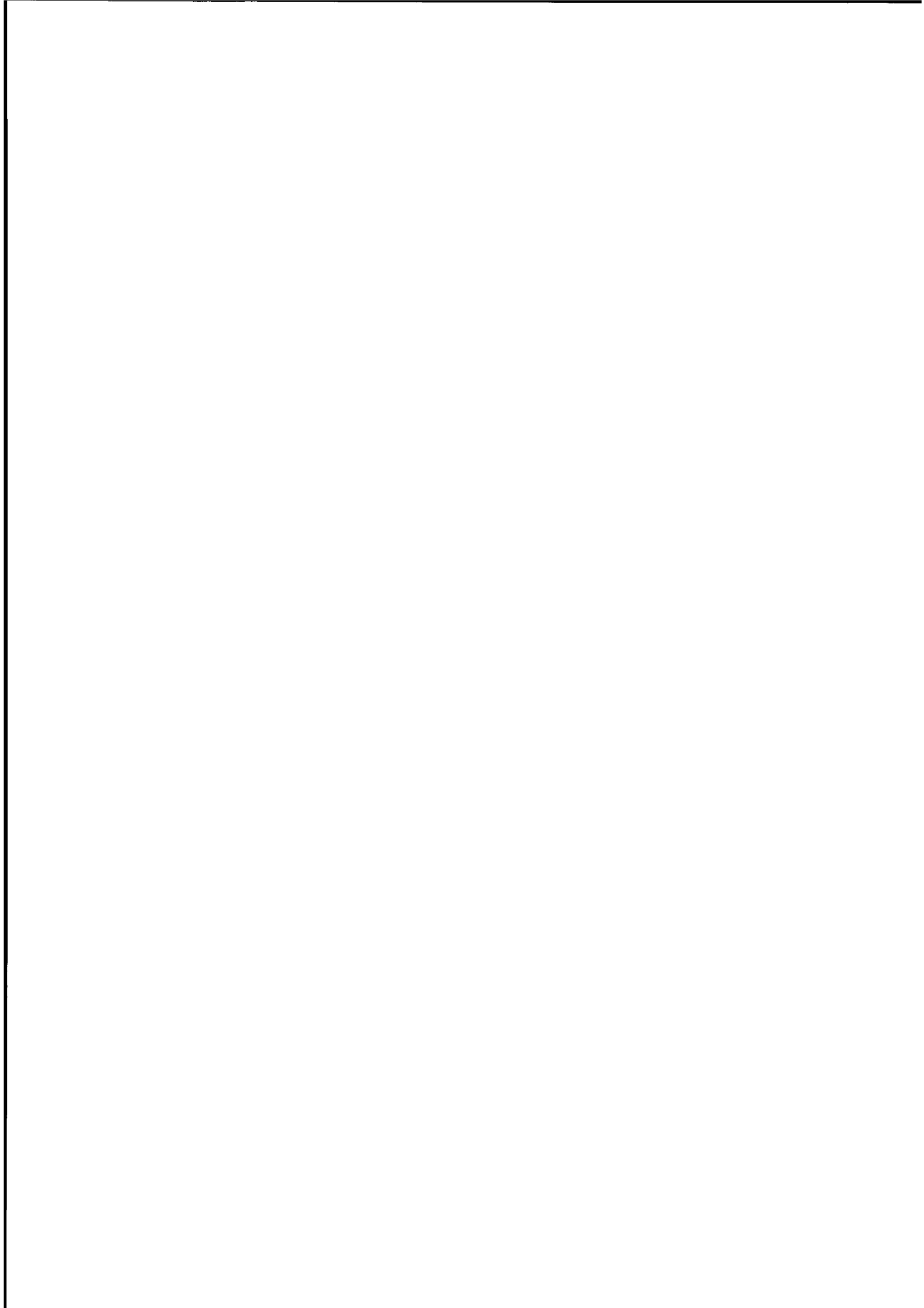
Inhaltsverzeichnis

Einführung	1
1. Reaktivitätseffekte im Normalbetrieb und in Störfallsituationen	3
1.1 Der Begriff der Reaktivität	3
1.2 Reaktivitätseffekte im Auslegungsbereich	4
1.3 Reaktivitätseffekte im hypothetischen Störfallbereich	5
2. Erfahrungen mit Reaktivitätsstörfällen in der bisherigen Kerntechnik	7
2.1 Überblick über Reaktivitätsunfälle	7
2.2 Die BORAX und SPERT Zerstörungstests	8
2.3 Der Reaktorunfall im Kernkraftwerk Tschernobyl	11
2.4 Neubewertung von Reaktivitätsstörfällen nach dem Unfall in Tschernobyl ...	13
3. Prinzipien zur Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennelementtemperaturen	17
4. Modelle und Programme zur Beschreibung von Reaktivitätseffekten	23
4.1 Das Programmsystem V.S.O.P.	23
4.2 Das Programmsystem HTR-2000	26
4.3 Das Dynamikprogramm TINTE	30
5. Validierung der Programmsysteme	35
5.1 Zur Validierung des V.S.O.P.-Programmzyklus	35
5.2 Zur Validierung von HTR-2000	44
5.3 Zur Validierung von TINTE	58
6. Reaktivitätsstörfälle im Auslegungsbereich am Beispiel des MODUL-HTR	75
6.1 Rechnerische Darstellung des HTR-MODUL-Reaktors	75
6.2 Reaktivitätswirkung der Temperatur	77
6.3 Reaktivitätswirksamkeit des Kontrollsystems	78
6.4 Reaktivitätswirkung von eindringendem Wasser	79
6.5 Störfall der Druckentlastung	80
7. Reaktivitätsuntersuchungen zum MODUL-HTR im extremen Störfallbereich	85
7.1 Quasistationäre Betrachtungen	85
7.2 Dynamische Analysen	95
8. Reaktivitätseffekte bei der Kernentladung am Beispiel von THTR-300 und AVR .	115
8.1 Problemstellung und Vorgehensweise beim THTR-300	115
8.2 Ergebnisse der Berechnungen	118
8.3 Bewertung der Ergebnisse	123
8.4 Zur Corentladung des AVR	124

8.5 Folgerungen	125
9. Bisherige Experimente zu extremen Brennstoff-Partikelbelastungen	127
9.1 Experimente am NSRR-Reaktor in Japan	127
9.2 Experimente an den GUS Reaktoren HYDRA und IGR	129
9.3 Vergleich der Experimente mit HTR-Anforderungen	131
10. Überlegungen zu Kernanordnungen mit Wasser- bzw. Dampfkühlung	133
10.1 Leichtwasserkühlung	133
10.2 Dampfkühlung	141
10.3 Schwerwasserkühlung	145
10.4 Folgerungen	146
11. Offene Fragen und notwendige Arbeiten	149
11.1 Weitere Analysen zu hypothetischen HTR-Störfällen	150
11.2 Sicherheits-und ökonomierelevante Designoptimierung des modularen HTR	150
11.3 Übertragung von HTR-Sicherheitsprinzipien auf andere Reaktortypen	151
11.4 Weiterentwicklung der theoretischen Modelle	152
Zusammenfassung	155
Referenzen	159

Tabellenverzeichnis

Tab. 1. Reaktivitätsstörfälle	14
Tab. 2. Ergebnisse für die Einheitszelle und das Reaktormodell	43
Tab. 3. Brennelementtypen im AVR	45
Tab. 4. Plutonium Experiment im AVR (GLE4)	50
Tab. 5. Unterkritikalitätsmessungen am AVR in 1988	56
Tab. 6. Auslegungsparameter	78
Tab. 7. Reaktivitätseffekte	80
Tab. 8. Gleichgewichtszyklus bei Zugabe von Graphitkugeln	88
Tab. 9. Reaktivitätseffekt eines massiven Lufteinbruchs	90
Tab. 10. Prompter Stabausfall	101
Tab. 11. Prompter KLAKE-Ausfall	102
Tab. 12. THTR-300 Entladung	124
Tab. 13. Schnelle Leistungsexkursionen	133
Tab. 14. Unendliche Multiplikationsfaktoren	139
Tab. 15. Voidkoeffizienten	140
Tab. 16. Maximale CP-Beladung	143
Tab. 17. 1-D SN-Zellrechnungen mit AMPX-II (I)	145
Tab. 18. 1-D SN-Zellrechnungen mit AMPX-II (II)	145
Tab. 19. Schwerwasserkühlung	147



Abbildungsverzeichnis

Abb. 1. Einfluß positiven Temperaturfeedbacks:	20
Abb. 2. Einfluß negativen Temperaturfeedbacks:	21
Abb. 3. Programmzyklus V.S.O.P.	23
Abb. 4. MODUL-HTR: Auslegung des Rechenmodells	24
Abb. 5. HTR-2000 Blockdiagramm	29
Abb. 6. TINTE Blockdiagramm	31
Abb. 7. AVR-Kugelfließexperiment (I)	46
Abb. 8. AVR-Kugelfließexperiment (II)	46
Abb. 9. AVR-9-Kanal-Modell	47
Abb. 10. Protaktiniumklassen im AVR	48
Abb. 11. Produktion von ^{236}U im AVR-LEU Brennstoff	52
Abb. 12. Produktion von ^{239}Pu im AVR-LEU Brennstoff	52
Abb. 13. Produktion von ^{241}Pu im AVR-LEU Brennstoff	53
Abb. 14. Produktion von ^{233}U im AVR-HEU Brennstoff	53
Abb. 15. Produktion von ^{234}U im AVR-HEU Brennstoff	54
Abb. 16. Produktion von ^{236}U im AVR-HEU Brennstoff	54
Abb. 17. Produktion von ^{238}Pu im AVR-HEU Brennstoff	55
Abb. 18. AVR-Abschaltpause 1988	57
Abb. 19. Reaktorleistung nach Drehzahlabenkung	63
Abb. 20. Reaktorleistung nach Drehzahanhebung	63
Abb. 21. Beladungseinfluß bei Drehzahlabenkung	65
Abb. 22. Beladungseinfluß bei Drehzahanhebung	65
Abb. 23. Reaktorleistung nach Drehzahlabenkung auf 80%	66
Abb. 24. Reaktorleistung unter Xenon-Regie nach Drehzahlabenkung	67
Abb. 25. Einfluß der Querschnittsentwicklung und des Abbrandes	68
Abb. 26. Einfluß des Beladezustandes	69
Abb. 27. Schnelles Einfahren aller Regelstäbe um ca. 60 mNile	71
Abb. 28. Ausfahren der Stäbe	72
Abb. 29. Einfahren der Stäbe aus einer Position am Ende der S-Kurve.	73
Abb. 30. ^{238}U - Resonanzintegral (4.4 - 3904 eV)	77
Abb. 31. Einfahr-Charakteristik des KLAKE-Systems	79
Abb. 32. Kritikalitätseffekt bei Wassereinbruch	80
Abb. 33. Umverteilung des Temperaturfeldes bei Druckentlastung	81
Abb. 34. ^{137}Cs - Freisetzung aus AVR-Brennelementen (BISO)	82
Abb. 35. Transienten beim Druckentlastungsstörfall	83
Abb. 36. Aufschlüsselung der Neutronenbilanz bei Wassereinbruch	87
Abb. 37. Modellierung der Coregeometrie in V.S.O.P.	91
Abb. 38. k_{eff} -Werte:	92
Abb. 39. Rekritikalität bei Druckentlastungsstörfall	94
Abb. 40. Hypothetischer Stabausfall (I)	101

Abb. 41. Hypothetischer Stabausfall (II)	101
Abb. 42. Hypothetischer KLAKE-Verlust (I)	103
Abb. 43. Hypothetischer KLAKE-Verlust (II)	103
Abb. 44. Wassereinbruch	105
Abb. 45. Reaktivität bei hypothetischem Wassereinbruch (I)	108
Abb. 46. Reaktivität bei hypothetischem Wassereinbruch (II)	108
Abb. 47. Leistungstransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I)	109
Abb. 48. Leistungstransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II)	109
Abb. 49. Temperaturtransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I)	110
Abb. 50. Temperaturtransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II)	110
Abb. 51. Drucktransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I)	111
Abb. 52. Drucktransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II)	111
Abb. 53. Graphitkorrosion bei hypothetischem Wassereinbruch (I)	112
Abb. 54. Graphitkorrosion bei hypothetischem Wassereinbruch (II)	112
Abb. 55. THTR Fließversuche am 1:6-Modell	117
Abb. 56. THTR-Kugelfließverhalten	118
Abb. 57. THTR-9-Kanal-Modell	119
Abb. 58. THTR-Entladung, CITATION-Zoneneinteilung für Entladeschritt 0 ...	120
Abb. 59. THTR-Entladung, CITATION-Zoneneinteilung für Entladeschritt 5 ...	121
Abb. 60. THTR-Entladung, CITATION-Maschennetz (horizontaler Schnitt) ...	122
Abb. 61. AVR-Entladung, Multiplikationsfaktor	125
Abb. 62. Schadensfunktion	128
Abb. 63. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (I)	135
Abb. 64. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (II)	135
Abb. 65. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (III)	140
Abb. 66. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (IV)	140
Abb. 67. 1-D Zellrechnungen	144
Abb. 68. Schwerwassergekühlter Kugelhaufenreaktor	146

Einführung

Die Sicherheit kerntechnischer Anlagen in extremen Störfallsituationen ist in den vergangenen Jahren in weiten Kreisen der Bevölkerung zu einem zentralen Thema der Akzeptanzfrage dieser Technik geworden. Trotz der in Risikoanalysen ermittelten sehr geringen Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten von nicht beherrschbaren Unfällen bildet das der Kerntechnik innewohnende theoretische Schadenspotential offenbar bei vielen Menschen eine schwer zu überwindende Barriere, auf diese Technik zu vertrauen. Eine Änderung dieser Haltung erscheint – wenn überhaupt – nur möglich, indem nachgewiesen wird, daß auch der bei schwersten Unfällen entstehende Schaden in seinem Ausmaß tolerierbar ist.

Was tolerierbar ist, bedarf einer genaueren Festlegung. Unter rationalen Gesichtspunkten stellt die Begrenzung der Unfallfolgen ausschließlich auf die kerntechnische Anlage selbst eine wohl allgemein akzeptable Zielvorstellung dar. Schäden innerhalb der Anlage bis hin zum Verlust des eingesetzten Kapitals sollten für die Öffentlichkeit nicht relevant und ausschließlich Angelegenheit des Betreibers sein.

Die anstehende wissenschaftlich-technische Aufgabe besteht demnach im Nachweis der Realisierbarkeit einer Kerntechnik, bei welcher die Folgen auch schwerster Unfälle auf die Anlage selbst beschränkt bleiben. Eine derartige Kerntechnik soll *katastrophenfrei* genannt werden.

Zur Erreichung dieses Ziels sind mehrere Aspekte zu betrachten. Die Beherrschung des Schadenspotentials eines Kernreaktors besteht in der Zurückhaltung der Spaltprodukte im Inneren der Anlage. Dazu muß nachgewiesen werden, daß die Integrität der physikalischen Barrieren, die zu diesem Zweck errichtet wurden, unter allen Umständen gewährleistet werden kann. Da das Verhalten aller Materie von gewissen Zustandsvariablen abhängt und Integrität nur dann erhalten wird, wenn diese Zustandsvariablen bestimmte Wertebereiche nicht verlassen, bedeutet der Nachweis katastrophenfreier Kerntechnik den Nachweis der Begrenzbarkeit dieser Zustandsvariablen auf wohldefinierte Gebiete. In Abhängigkeit von der Art der betrachteten Zustandsvariablen ergeben sich dann Nachweisaufgaben auf verschiedenen Gebieten von Wissenschaft und Technik.

Spätestens seit dem Unfall von Tschernobyl ist evident, daß Ungleichgewichte in der nuklearen Reaktivitätsbilanz unter Umständen zu katastrophalen Auswirkungen führen können. Der Nachweis der durch das nukleare System selbsttätig sicher durchgeführten Begrenzung der nuklearen Leistung und der Temperaturen in den Brennelementen stellt damit eine der wesentlichen Aufgaben in dem skizzierten Kontext dar. Der hier vorliegende Bericht beschäftigt sich mit diesem Bereich und versucht, ausgehend von allgemeinen Erkenntnissen und unter Nutzung der auf dem Gebiet des Hochtemperaturreaktors gewonnenen Arbeitsergebnisse, eine Bestandsaufnahme des heute vorliegenden Wissens durchzuführen und einen Überblick über noch offene Fragen und zukünftig erforderliche Aktivitäten zu geben.

1. Reaktivitätseffekte im Normalbetrieb und in Störfallsituationen

(W. Scherer, H. Gerwin)

1.1 Der Begriff der Reaktivität

Die neutronenphysikalischen Vorgänge in einem Kernreaktor können durch eine Bilanzgleichung, die sog. Boltzmann-Gleichung [BELL70], beschrieben werden. In dieser werden alle nuklearen Wechselwirkungen der Neutronen mit den Reaktormaterialien durch Wirkungsquerschnitte [WEIN58] dargestellt. Die Ermittlung dieser Daten stellt ein eminent wichtiges experimentelles und theoretisches Arbeitsfeld dar und wird seit vielen Jahren an einer Vielzahl von wissenschaftlichen Institutionen betrieben. Gemäß ihrer Struktur gibt die Boltzmann-Gleichung Auskunft über das räumliche und zeitliche Verhalten einer Mengengröße, etwa der Neutronendichte. Da energieproduzierende kerntechnische Anlagen fast ausschließlich bei zeitlich unveränderlichen Anlagenkenngrößen betrieben werden, sind die sog. stationären Lösungen der Boltzmann-Gleichung im Anlagenbetrieb von vorrangiger Bedeutung. Dies und auch die insbesondere vor Einführung der elektronischen Datenverarbeitung erhebliche Schwierigkeit, allgemeine Lösungen der Bilanzgleichung zu finden, haben zu einer Vielzahl von approximativen Beschreibungen des Neutronengeschehens im Kernreaktor geführt. Unter ihnen ist die Einführung einer Systemgröße zur Beschreibung der Abweichung des Reaktorzustandes von einem Gleichgewichtszustand, Reaktivität genannt, von besonderer Bedeutung [BELL70, p 470ff.]. Die Reaktivität ρ kann in allgemeiner Weise gemäß

$$\rho = \frac{(\text{Neutronen-Produktion} - \text{Neutronen-Verluste})}{\text{Neutronen-Produktion}}$$

definiert werden. Dabei sind die genannten Größen zu jedem Zeitpunkt als dynamische Werte zu betrachten.

Obwohl er zur Beschreibung des neutronenphysikalischen Zustandes nicht benötigt wird – er kommt in der Boltzmann-Gleichung auch gar nicht vor –, hat sich der Begriff der Reaktivität doch zu einer zentralen Größe bei der Beurteilung dynamischer Prozesse und insbesondere in Fragen der Sicherheit entwickelt und bewährt. Wie schon angedeutet, mißt er den Abstand des Reaktors aus neutronenphysikalischer Sicht vom Gleichgewichtszustand. Ist die Reaktivität dauernd gleich Null, so befindet sich der Reaktor im stationären Zustand; bei negativen Werten fallen Neutronendichte und Reaktorleistung ab, bei positiven Werten steigen diese und sind dann für Sicherheitsfragen besonders relevant.

Unter Verwendung der Reaktivität können viele Aspekte der nuklearen Sicherheit von Kernreaktoren pauschal beschrieben werden. Die entsprechenden Methoden zeichnen sich durch Einfachheit und Übersichtlichkeit aus. Vielfach genügt eine rein additive Betrachtung verschiedener Teilreaktivitäten zur Beurteilung der Sicherheitsaspekte. Es gibt jedoch Bereiche, insbesondere bei sehr schnellen Zustandsänderungen, wie sie bei der Diskussion hypothetischer Störfälle häufig auftreten, in denen eine genauere Berechnung des Neutronenfeldes nötig ist. Hierfür wurden spezielle Dynamikmodelle und Compu-

terprogramme entwickelt, welche die Neutronenbilanzgleichung direkt lösen und so auf den Begriff der Reaktivität nicht mehr zurückgreifen. Jedoch ist es auch dann meist möglich, aus dem zeitlichen Verhalten des Neutronenfeldes zumindest näherungsweise eine Reaktivitätsgröße abzuleiten.

Die Reaktivität als ein Maß für die Abweichung vom nuklearen Gleichgewichtszustand stellt eine globale Größe dar, die von einer Vielzahl von physikalischen Effekten im Reaktor beeinflusst wird. Solche Effekte können gewollt sein, d.h. aus der Betriebsweise des Reaktors gewünscht und herbeigeführt, wie zum Beispiel das Bewegen von Steuerstäben, sie können inhärent sein, d.h. durch die Physik des Systems von selbst gegeben, wie zum Beispiel die Erhöhung der Brennstofftemperatur bei Reduktion der Kühlung, und sie können schließlich Störungen darstellen, d.h. durch ungewollte Systemreaktionen oder äußere Ereignisse entstehen, wie zum Beispiel das fehlerhafte Ausfahren von Abschaltstäben oder die Veränderung der Reaktorgeometrie durch ein Erdbeben.

Die Bewertung von Reaktivitätsereignissen muß sich demnach auf die Analyse einer Vielzahl von möglichen oder denkbaren Zustandsänderungen des Reaktors stützen, die man einerseits aus historischen Gründen, andererseits im Hinblick auf ihre sicherheitstechnische Relevanz und erwartete Häufigkeit sinnvollerweise in solche des Auslegungsbereiches und solche von hypothetischen Störfallsituationen gliedert.

1.2 Reaktivitätseffekte im Auslegungsbereich

Die Reaktivitätseffekte in diesem Bereich gliedern sich in solche, die normalerweise während des bestimmungsgemäßen Reaktorbetriebes auftreten, und solche, die bei Betriebsstörungen bis hin zu den durch die Reaktorauslegung beherrschten, den sog. Auslegungsstörfällen, entstehen können.

Die Veränderung der Temperaturverteilung im Reaktor führt im allgemeinen über damit verbundene Änderungen im Energiespektrum der Neutronen zu einer Störung in der Neutronenbilanz, d.h. zu einem Reaktivitätseffekt. Um eine stabile Reaktion des Reaktors zu erreichen, muß sichergestellt sein, daß bei Erhöhung der Temperatur eine Reduktion der Reaktivität eintritt. Durch eine solche negative Beeinflussung der Neutronenökonomie führt eine durch erhöhte Leistung hervorgerufene Temperaturerhöhung zu einer Leistungsverkleinerung, d.h. die Reaktion wirkt der Ursache entgegen. Diese elementare Verhaltensweise kann durch entsprechende Auslegung des Reaktors erreicht werden und sollte in jedem Fall Grundlage der Genehmigung für ein Kernkraftwerk sein. Im deutschen Genehmigungsverfahren wird dieses Verhalten gefordert.

Je nach Reaktortyp können andere, vom Typ ähnliche Reaktivitätseffekte auftreten. Dichteänderungen von Moderatormaterial, meist, aber nicht notwendigerweise auch durch Temperaturänderungen hervorgerufen, sowie Änderungen in der lokalen Geometrie (Ausdehnung von Brennelementen aufgrund von Druck- oder Temperaturänderungen) bewirken ebenfalls mehr oder weniger große Reaktivitätseffekte, die prinzipiell beiderlei Vorzeichen haben können. Auch hier ist durch die Auslegung für stets negative Antwort in Bezug auf die Ursache zu sorgen.

Aber auch, wenn das Reaktorkonzept in dieser Hinsicht in Ordnung ist, so wird doch durch diese Reaktivitätseffekte im Zusammenhang mit dem praktischen Betrieb ein gewisses Störfallpotential erzeugt.

Da die Kraftwerksleistung in einem bestimmten Bereich variabel sein soll, muß auch die vom Reaktor erzeugte nukleare Leistung regelbar sein. Aufgrund der Dynamik des Jod-Xenon-Spaltproduktsystems und wegen der bei Lastwechsel unvermeidlichen Änderung der Temperaturen im Brennelement ist dazu das Vorhalten einer gewissen Reaktivitätsreserve erforderlich. Das bedeutet, daß durch von außen eingebrachte Maßnahmen, z.B. durch das Verfahren von Kontrollstäben die durch die Reaktorphysik erzwungenen Reaktivitätseffekte zumindest teilweise kompensiert werden können. Dies gilt in besonderem Maße für die Kompensation des verbrauchten spaltbaren Materials, des sog. Abbrandes, in allen Reaktortypen mit stationärer Brennstoffbeladung, in denen die alten Brennelemente in Langzeitschritten entladen und durch neue ersetzt werden, d.h. z.B. in allen herkömmlichen Leichtwasserreaktoren. Die durch den Verbrauch des Spaltstoffes innerhalb einer Betriebsperiode verursachte Reaktivitätsminderung muß hier zur Aufrechterhaltung des Kraftwerksbetriebes ebenfalls durch aktive externe Reaktivitätszufuhr ausgeglichen werden.

Eine Ausnahme bildet an dieser Stelle z.B. der Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor, bei welchem die Brennelemente kontinuierlich während des Betriebes gewechselt werden.

Das angesprochene Störfallpotential besteht in dem Faktum, daß die erwähnten externen Reaktivitätskompensationsmaßnahmen natürlich auch fehlerhaft arbeiten können und dann zu ungewollter Reaktivitätssteigerung führen. So stellt denn auch das Fehlfahren von Steuerstäben oder vergleichbaren Regeleinrichtungen einen zu beherrschenden Auslegungsstörfall dar.

Wie oben dargestellt, führen Temperaturänderungen und/oder Dichteänderungen fast immer zu inhärenten Reaktivitätseffekten, so daß praktisch jedes Ungleichgewicht im Wärmeabfuhrsystem mit Reaktivitätsänderungen verbunden ist. Der Nachweis, daß dadurch nie der Bereich stabilisierend wirkender Systemreaktion verlassen und gleichzeitig auch alle relevanten physikalischen Größen (z.B. Brennstofftemperatur) innerhalb zulässiger Grenzen bleiben, stellt einen wesentlichen Bestandteil des Genehmigungsverfahrens dar.

1.3 Reaktivitätseffekte im hypothetischen Störfallbereich

Wenn das Feld wahrscheinlicher und trotz Vorhandenseins ausgeklügelter Sicherheitssysteme denkbarer Störfallszenarien verlassen wird, so kommen neue Effekte zur Veränderung der Reaktivität ins Spiel. Wo die Grenze zum hypothetischen Störfallbereich zu ziehen ist, kann schwerlich rational definiert werden. Trotz der zur Zeit geläufigen Vorgehensweise, ein Risiko als Produkt aus Schadensumfang und Eintrittswahrscheinlichkeit zu definieren, orientieren sich probabilistische Risikoanalysen in der Praxis eher nur an der Eintrittswahrscheinlichkeit. Über Ereignisse, deren (berechnete) Eintrittswahrscheinlichkeit unterhalb einer bestimmten (zu diskutierenden) Grenze liegt, wird dabei keine Aussage gemacht. Da der für solche Ereignisse zu erwartende Schadensum-

fang auch nur grob ermittelbar ist, bleibt die Frage offen, ob das oben definierte Risiko nicht vielleicht gerade für solche Fälle besonders groß sein könnte.

Die Akzeptanzprobleme der heutigen Kerntechnik in der Bevölkerung lassen vermuten, daß nur durch eine genauere Durchleuchtung der Schadensumfänge auch sehr unwahrscheinlicher Störfallszenarien und durch den Nachweis der Ungefährlichkeit auch dieser Fälle für die Öffentlichkeit ein Durchbruch der Kernenergie bewirkt werden kann. In diesem Sinne ist die Analyse von Folgen extremer Annahmen etwa bei Reaktivitätseffekten zu verstehen.

Hypothetische Reaktivitätseffekte bei LWR ergeben sich, wenn Kontrollsysteme, d.h. Neutronengifte, schnell aus dem Kern entfernt werden. Beispiele sind das Ausschließen von Abschaltstäben oder das Vermindern der Borkonzentration beim Druckwasserreaktor. In jedem Fall spielt die eingangs vorliegende und die sich als Folge einstellende Verteilung des Kühlmittels, das gleichzeitig den Moderator darstellt, eine entscheidende Rolle. Umfangreiche Untersuchungen zu diesem Thema zeigen [DIAM90], daß solche Reaktivitätseffekte zu massiven Beschädigungen der Brennelemente und zur Kernschmelze führen können. Für gewisse Arten von Änderungen in der Borkonzentration wurden sogar autokatalytische sowie positiv rückgekoppelte und somit destabilisierende Effekte gefunden. Allerdings zeigen die Studien auch, daß für explizit untersuchte Störfallsequenzen nur sehr kleine Eintrittswahrscheinlichkeiten berechnet werden. Menschliche Fehlhandlungen wiederum können diese Wahrscheinlichkeiten erheblich vergrößern.

Für den in der hier vorliegenden Studie meist als Beispiel angeführten Hochtemperaturreaktor ergeben sich hypothetische Reaktivitätseffekte durch massiven Wassereinbruch in den Primärkreis aufgrund defekter Heizrohre im Dampferzeuger sowie durch sehr schnellen Verlust von Abschaltsystemen (Stäbe und kleine Absorberkugeln) etwa aufgrund eines prompten Behälterversagens (welches beim LWR heute wegen zu kleiner Ereigniswahrscheinlichkeit und der Philosophie der Basissicherheit ausgeschlossen wird). Insbesondere der Wassereinbruch ist von Sicherheitsinteresse, da neben dem Reaktivitätseffekt dadurch auch eine chemische Korrosion der Brennelemente eintritt.

In ähnlicher Weise können auch für alle anderen Reaktortypen hypothetische Reaktivitätseffekte gefunden werden [IAEA93]. Sie alle sind dadurch gekennzeichnet, daß Annahmen für Ausgangsszenarien und Randbedingungen von extrem kleiner Wahrscheinlichkeit gemacht werden müssen, daß aber die potentiellen Auswirkungen im Vergleich zu denen des Auslegungsbereichs erheblich gravierender sein können. Die entscheidende Frage aber ist, ob ein Reaktortyp gefunden oder neu konstruiert werden kann, bei welchem auch diese gravierenden Auswirkungen akzeptabel sind in dem Sinne, daß die Schäden auf die kerntechnische Anlage selbst beschränkt bleiben.

2. Erfahrungen mit Reaktivitätsstörfällen in der bisherigen Kerntechnik

(H. Brockmann)

2.1 Überblick über Reaktivitätsunfälle

Unter einem Reaktivitätsunfall versteht man das gleichzeitige Auftreten von Ereignissen mit Komponentenversagen und/oder Fehlern in einem Kernreaktor, die ein übermäßig starkes Anwachsen der Spaltrate im Reaktorkern zur Folge haben. Dies führt zu einem Leistungsanstieg, der zur Zerstörung des Reaktorkerns führen kann. Bei der Entwicklung der ersten Kernreaktoren wurde schnell deutlich, welche Bedeutung in Ereignissen liegen können, bei denen Reaktivität freigesetzt wird. Aus diesem Grund ist man schon in den fünfziger Jahren daran gegangen, die Auswirkung von Reaktivitätseffekten in Experimenten zu studieren, wobei insbesondere herausgefunden werden sollte, inwieweit selbststabilisierende Effekte benutzt werden können, um größere Reaktorunfälle zu vermeiden.

Daneben hat man in der Vergangenheit auch ungewollt ausgelöste Reaktivitätsstörfälle systematisch analysiert und Schlußfolgerungen aus diesen Unfällen für die Auslegung von Reaktoren gezogen, um Unfälle dieser Art zukünftig auszuschließen. Die Schäden, die bei den bisherigen Zerstörungstests und Reaktorunfällen aufgetreten sind, variieren über große Bereiche. Diese reichen von keiner Beschädigung des Reaktorkerns, über kleinere Beschädigungen des Kerns und totale Kernzerstörungen bis zur Zerstörung der gesamten Reaktoranlage und Freisetzung eines großen Teils des Aktivitätsinventars des Reaktors.

Eine Zusammenstellung von früheren Reaktivitätsunfällen und Zerstörungstests ist in Tab. 1 auf Seite 14 gegeben [THMP73]. Interessant ist die Feststellung, daß sich bis auf den Unfall bei dem Natrium Reaktor Experiment (SRE) keiner dieser Unfälle im normalen, vorgesehenen Leistungsbetrieb ereignete. Von den aufgeführten Unfällen waren drei geplante Tests (BORAX-I, EBR-I und SPERT-I) zur Untersuchung des zeitlichen Verhaltens von Reaktoren. Zwei der Reaktivitätsunfälle traten in abgeschalteten Reaktoren (Water Boiler und Stationary Low Power Reactor No.1) auf. Fünf der Unfälle ereigneten sich während des Anfahrens (NRX-Reaktor, Hanford Production Reactors und Heat Transfer Experimental Facility (HTRE-3)). Beim SRE Unfall wurde versucht, eine Behinderung des Kühlmittelstroms zu beseitigen, wobei der Reaktor normal weiter betrieben werden sollte. Auch der Reaktorunfall von Tschernobyl ereignete sich im Zusammenhang mit einem Experiment beim Abfahren des Reaktors.

Zu erwähnen ist weiterhin, daß bei dem Unfall im SL-1 Reaktor drei Personen zu Tode kamen. Es wird davon ausgegangen, daß der Unfall durch das manuelle Herausfahren des Zentralstabs aus dem Kern ausgelöst wurde. Der Grund für das Herausfahren des Stabs konnte allerdings nicht gefunden werden. Bei den Unfällen im EBR-I Reaktor und SRE Reaktor wird angenommen, daß unter anderem auch das Verbiegen von Brennelementen auf Grund von Temperaturgradienten zu einer Reaktivitätszufuhr geführt hat, in Folge dessen es zum Schmelzen des Reaktorkerns kam.

Aus der Vielzahl der bisher durchgeführten Zerstörungstests und aufgetretenen Reaktivitätsstörfällen werden im folgenden die BORAX (Boiling Reactor Experiment) und SPERT (Special Power Excursion Reaktor Test) Experimente und der Reaktorunfall in Tschernobyl detaillierter betrachtet. Zum Abschluß wird ausgeführt, zu welchen Neubewertungen der Unfall in Tschernobyl im Hinblick auf die Reaktivitäts-Störfälle geführt hat.

2.2 Die BORAX und SPERT Zerstörungstests

Die BORAX und SPERT Zerstörungstests wurden an wassermodierten Reaktoren mit festem Brennstoff durchgeführt; hierbei sollte untersucht werden, in welchem Maße die Dampfblasenbildung die Leistung dieser Reaktoren nach einer Reaktivitätszufuhr selbsttätig begrenzt.

Die BORAX-Experimente

Beschreibung des BORAX Reaktors und Durchführung der Transienten

Bei den ersten BORAX Experimenten [THMP73, DIET55] befand sich der Reaktorkern in einem offenen Behälter aus unlegiertem Stahl mit einem Durchmesser von 1,22 m und einer Höhe von 3,96 m, der mit leichtem Wasser gefüllt war, das als Kühlmittel, Moderator und Reflektor diente. Die Brennelemente bestanden aus 0,508 mm dicken, von Aluminium umgebenen U-Al Platten. Diese Platten waren auf vier Quadranten verteilt, die durch Zwischenräume getrennt waren, welche fünf Cadmium-Kontrollstäbe aufnehmen konnten. Die Stäbe konnten alle gleichzeitig oder auch einzeln mittels eines Antriebs, der sich oberhalb des Abschirmtanks befand, verfahren werden. Der Zentralstab mit einem kreuzförmigen Querschnitt diente dazu, die Transiente auszulösen, indem er aus einer vorgegebenen Anfangsposition nach unten aus dem Kern ausgeworfen wurde. Jeder Stab durchfuhr den Bereich des Reaktorkerns in ungefähr 0,2 sec.

Bei der Durchführung einer Transiente wurde die Wassertemperatur im Reaktor auf einen gewünschten Wert eingestellt, und der Reaktor wurde durch eine geeignete Positionierung der Kontrollstäbe bei einer niedrigen Leistung (ungefähr 1 Watt) kritisch gemacht. Die Transiente wurde dann durch das Ausfahren des Zentralstabs aus dem Reaktorkern ausgelöst. Die Anfangsleistung war dabei hinreichend niedrig, und das Auswerfen des Zentralstabs erfolgte so schnell, daß der Stab nahezu in allen Fällen vollständig außerhalb des Kerns war und der Reaktor eine stabile Periode erreichte, bevor die Reaktorleistung so stark angestiegen war, um wesentliche thermische Effekte auszulösen. Durch eine geeignete Anpassung der Anzahl der Brennelemente im Reaktorkern und der Position der vier anderen Kontrollstäbe konnte der Reaktor mit dem eingefahrenen Zentralstab in jeder gewünschten Stufe kritisch gemacht werden. Somit konnte die Höhe der Überschußreaktivität, die mit dem Ausfahren des Zentralstabs verbunden war, nach Wunsch eingestellt werden.

Die bei den Experimenten erzielten Leistungsänderungen hingen qualitativ und quantitativ von der Höhe der eingebrachten Reaktivität ab. Wenn die Reaktivität klein war, entsprechend einer Periode von etwa 0,03 sec oder länger, ging die Reaktorleistung nach einem anfänglichen ersten Anstieg auf einen relativ gleichmäßigen, niedrigen Wert zu-

rück. Für diese Art von Exkursion wirkte die Dampfblasenbildung schnell genug, um eine Selbststabilisierung zu bewirken.

Wenn die eingebrachte Reaktivität den Wert überschritt, der einer Periode von 0,02 sec oder 0,03 sec entspricht, so folgte auf die erste Leistungsexkursion eine Folge von qualitativ ähnlichen Exkursionen geringerer Amplitude, die in Intervallen von etwa 1 sec auftraten. Falls die Überschußreaktivität größer wurde als die, die einer Periode von 0,01 sec entspricht, wurden die anschließenden kleineren Exkursionen nicht mehr beobachtet, und die Leistung blieb nach dem ersten Anstieg auf einem niedrigen Wert. Dieser Leistungsabfall wurde offensichtlich dadurch verursacht, daß Wasser aus dem offenen Reaktorbehälter ausgestoßen wurde, wodurch ein Teil des Reaktorkerns nicht mehr mit Wasser bedeckt wurde. Bei einer weiteren Steigerung der Reaktivität auf etwa 2% $\Delta k/k$, entsprechend einer Periode im Bereich von 0,005 sec, blieb das qualitative Verhalten des Reaktors gleich. Der einzige Unterschied war, daß die Temperatur der Brennstoffplatte für etwa 1 sec auf einem hohen Wert verblieb und dann in kleinen Sprüngen in einer Weise abnahm, als ob die Platte für einige Zeit nach der Leistungsexkursion von Dampf bedeckt worden wäre.

Zerstörungstest beim BORAX Reaktor

In einem abschließenden Experiment wurde die hinzugefügte Reaktivität soweit gesteigert, daß der Reaktor durch die nukleare Exkursion zerstört wurde. Dabei wurde die Temperatur des Kühlwassers auf Zimmertemperatur eingestellt, und es wurde durch das schnelle Herausfahren des Zentralstabs eine Reaktivitätsänderung von 4% $\Delta k/k$ eingeleitet. Obwohl für das Herausziehen des Stabs eine Zeit von nur 0,2 sec erforderlich war, hatte der Reaktor seine Maximalleistung bereits erreicht, als sich der Stab noch zu 20% im Reaktorkern befand. Die sich ergebende Reaktorperiode betrug 2,6 msec. Infolge der hohen Leistung schmolzen die meisten Brennelemente zusammen. Durch den Druck, den die Reaktion des geschmolzenen Metalls mit dem Kühlwasser verursachte, wurde der Reaktortank zerstört, und die meisten Bestandteile des Abschirmtanks wurden in die Luft geworfen. Der Regelstabantrieb mit einem Gewicht von 1 t wurde 10 m in die Luft geschleudert. Die Auswertung von kalibrierten Kobaltfolien im Reaktorkern ergab, daß während der Exkursion eine Gesamtenergie von 135 MWs freigesetzt worden war. Erkennbare Brennstoff-Bruchstücke wurden bis zu einer Entfernung von 61 m vom Reaktor herausgeworfen. Nahezu der gesamte Brennstoff konnte innerhalb von 107 m ausgemacht werden.

Insgesamt zeigten die BORAX Versuche, daß die Dampfblasenbildung im Kühlmittel die Reaktivität sehr stark begrenzen kann; sie schützte aber nicht unter allen Umständen vor einer Explosion. Durch die Blasenbildung beim Sieden des Kühlmittels wurde die Reaktivität sofort herabgesetzt, und der Reaktor wurde deshalb in gewissem Umfang selbsttätig gegen Überlastung geschützt; dieser Schutz war allerdings nur wirksam, solange die hinzugefügte Reaktivität kleiner als 2% $\Delta k/k$ war. Man mußte mit einer Zerstörung des Reaktors rechnen, wenn plötzlich eine Reaktivität der Größenordnung von 3% $\Delta k/k$ und größer eingebracht wurde.

Die SPERT Experimente

Beschreibung des SPERT-I Reaktors

Die SPERT Zerstörungstests [THMP73, MILL54, ERGE64] stellen eine logische Fortsetzung der oben beschriebenen BORAX Experimente dar. An der SPERT Anlage wurde eine Serie von 54 Tests mit 5 verschiedenen Kernbeladungen durchgeführt. Bei den SPERT-I Experimenten wurden zunächst 0,51 mm dicke Brennstoffplatten mit einer U-Al Legierung verwendet, die von einer 0,51 mm Umhüllung aus Aluminium umgeben war. Ähnlich wie bei den BORAX Experimenten gab es einen Zentralstab zum Auslösen der Transiente und vier weitere Abschaltstäbe, die sich jeweils in einem separaten Quadranten befanden. Die Kontrollstäbe bestanden aus zwei Platten, die in Schlitten spezieller Brennelemente verfahren wurden. Es befanden sich 25 Brennelemente in einer 5 x 5 Anordnung im Reaktorkern. Die Dicke der Wasserspalte zwischen den Platten im Kern betrug 4,55 mm.

Zerstörungstest an dem Kern mit U-Al Brennstoffplatten

Bei einem letzten Test mit einer Periode von 3,2 msec schmolzen bis zu einem gewissen Grade alle 270 Brennelemente; im Mittel waren sie zu 35% geschmolzen. Zunächst verlief die Transiente identisch zu früheren, bei denen die thermische Ausdehnung des Brennstoffs und Moderators und das Sieden des Kühlmittels die Transiente beendeten. Allerdings kam es 15 msec nach Ende der Transiente zu einem extremen Druckanstieg, der zu einer totalen Zerstörung des Reaktorkerns führte.

Es wird davon ausgegangen, daß die Druckwelle durch eine Dampfexplosion verursacht wurde, die aus der gleichmäßigen Verteilung der geschmolzenen Brennstoffplatten im Wasser des Kerns herrührte. Die gemessenen Daten ergaben eine Periode von 3,2 msec, ein Leistungsmaximum von 2300 MW, eine nukleare Energiefreisetzung von 14 MWs bis zum Leistungsmaximum, eine totale Energiefreisetzung von 31 MWs und einen ersten Druckpuls von etwa 2,4 atm. Die zweite Druckwelle baute sich innerhalb von 0,5 msec auf, und es traten Drucke von etwa 200 bis 270 atm im Wasser des Reflektors um den Reaktorkern auf. Die Energie, die in der nächst kürzeren, früheren Transiente freigesetzt worden war, betrug 19 MWs, und diese Transiente führte nicht zu solchen Zerstörungen. Daraus wurde deutlich, daß die Schwelle für diese gewaltige Zerstörung sehr scharf ist, und ein Faktor von zwei in der gesamten freigesetzten Energie von großer Bedeutung ist.

Zerstörungstest an dem Kern mit UO_2 Brennstoff und Stahlumhüllung

Ende 1963 wurde eine Serie von zerstörenden Tests begonnen, in denen oxidischer Brennstoff (UO_2) mit einer Anreicherung von 4% verwendet wurde. Der Brennstoff befand sich in Hüllrohren aus rostfreiem Stahl mit einem Durchmesser von 1,27 cm und einer Höhe von 1,83 m. Die Wandstärke der Hüllrohre betrug 0,71 mm. Es wurden 14 Transienten gefahren mit Perioden im Bereich von 1,31 sec bis 2,2 msec.

Bei dem Versuch mit einer Periode von 2,2 msec betrug die Anfangsleistung des Reaktors 0,2 W, und das Kühlmittel hatte anfänglich Zimmertemperatur. Durch das Herausfahren des Zentralstabs wurde dem Reaktor eine Reaktivität von 2,05% $\Delta k/k$ zugeführt. Bei der dadurch ausgelösten Transiente wurde eine maximale Leistung von 20.600 MW erreicht,

und die gesamte Energiefreisetzung betrug 160 MWs. Der Wasserdruck im Kern erreichte im Maximum 4 bis 5 atm. Zwei der 590 Brennstäbe platzten, und ein Viertel von ihnen waren als Folge des Tests verbogen. Bei diesen Kurzzeittests waren Spaltprodukte im Kühlwasser entdeckt worden, die darauf hindeuteten, daß die Brennelement-Umhüllungen zerstört worden waren. Somit konnte Wasser in die Stäbe eindringen, was schließlich zum Platzen der Stäbe führte.

Um die zugeführte Reaktivität noch weiter zu steigern, wurden auch die Kontrollstäbe aus dem Reaktorkern ausgefahren. Die dabei erzielte Reaktivitätsänderung betrug 2,5% $\Delta k/k$ und lieferte eine Periode von 1,55 msec. Eine Abschätzung ergab, daß ein Leistungsmaximum von 35.000 MW erreicht wurde, wobei bis zum Erreichen des Maximums eine Energie von 95 MWs freigesetzt wurde. Die gesamte Energiefreisetzung wurde auf 165 MWs abgeschätzt.

Es wurde eine scharfe Druckspitze von etwa 10 atm beobachtet, die etwa 1 msec vor dem Erreichen des Leistungsmaximums auftrat. Man fand, daß zwei Brennstäbe geplatzt waren. Da man später einen Riß am Ende eines der Brennelemente entdeckte, wurde davon ausgegangen, daß Wasser in die beiden Brennelemente eingedrungen war und der Bruch dieser beiden mit Wasser gefüllten Brennstäbe zu einem frühen Abschalten des Reaktors führte, und zwar bevor die Transiente durch den Dopplereffekt beendet wurde. Es wurde daran gedacht, diesen Effekt des Brennelementplatzens gezielt einzusetzen, um Reaktivitätsunfälle zu beenden.

2.3 Der Reaktorunfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

Bei den BORAX und SPERT Experimenten und auch bei weiteren Zerstörungstests sind absichtlich Reaktivitätsstörfälle ausgelöst worden. Im Gegensatz dazu wurde bei dem RBMK-1000 Reaktor in Tschernobyl ein harmlos erscheinendes, nichtnukleares Experiment durchgeführt, bei dem der Reaktor in eine derart instabile Situation gebracht wurde, daß es schließlich in einem Reaktivitätsunfall mit katastrophalen Auswirkungen endete [USSR86, GRS87].

Das Experiment wurde im Zusammenhang mit einer jährlichen Revision des Reaktors durchgeführt. Es sollte dabei untersucht werden, inwieweit man die Rotationsenergie des auslaufenden Turbogenerators bei einem Kühlmittelverlust-Störfall bei gleichzeitigem Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall) dazu nutzen kann, die Speisewasserpumpen, die als Redundanz zu den Druckspeichern verwendet werden, mit Energie zu versorgen.

Der Kern des RBMK-1000 Reaktors hat die Form eines Zylinders mit einer Höhe von 7 m und einem Durchmesser von ca. 12 m. Er ist aus quaderförmigen Graphitblöcken aufgebaut, die eine Grundfläche von 25 cm x 25 cm und eine Höhe von 60 cm aufweisen. In den Graphitblöcken befinden sich senkrechte Bohrungen zur Aufnahme von 1661 Druckrohren, die jeweils 2 übereinander angeordnete Brennelemente mit je 18 Brennstäben enthalten; außerdem enthalten die Bohrungen 211 Steuer- und Abschaltstäbe, von denen 24 von unten in den Reaktor einfahren können. Der Graphit wird als Moderator eingesetzt. Als Kühlmittel und Wärmeübertragungsmittel wird Wasser verwendet, das am unteren Ende des Reaktors in die Druckrohre eintritt und nach Durchströmen des Druckrohres am oberen Ende in Form eines Dampf/Wasser-Gemischs austritt.

Das neutronenphysikalische Verhalten des Reaktors ist hauptsächlich durch zwei Merkmale gekennzeichnet. Die große räumliche Ausdehnung des Reaktorkerns macht eine aufwendige Regelung der Leistung und der Leistungsverteilung erforderlich. Zum anderen führt die Trennung von Moderator und Kühlmittel dazu, daß der Dampfblasen-Koeffizient unter bestimmten Betriebsbedingungen positiv werden kann. Die Größe und das Vorzeichen des Dampfblasen-Koeffizienten hängen u.a. vom Abbrandzustand und von der Regelstabstellung ab. Er ist bei stabfreiem Kern stärker positiv als bei teilweise eingefahrenen Stäben; außerdem steigt der Dampfblasen-Koeffizient mit zunehmendem Abbrand an.

Durch Bedienungsfehler bei der Einleitung des geplanten Versuchs wurde der Reaktor in einen für diesen Reaktortyp äußerst gefährlichen, instabilen Zustand gebracht, der durch eine niedrige Leistung und einen sehr hohen Kühlmitteldurchsatz durch den Kern gekennzeichnet war. Um die Leistung nicht noch weiter absinken zu lassen, wurden die Steuerstäbe weit über das erlaubte Maß aus dem Reaktor ausgefahren. Beim RBMK Reaktor fahren die Abschaltstäbe nach Auslösen der Abschaltung mit einer Geschwindigkeit von 0.4 m/s ein. Die sich hieraus ergebende Einfahrzeit für einen voll ausgefahrenen Stab beträgt etwa 15 Sekunden. Da sich unzulässige Leistungsanstiege je nach Reaktorzustand innerhalb weniger Sekunden ausbilden können, ist es für eine hinreichend schnelle Zufuhr der Abschaltreaktivität erforderlich, daß eine Mindestanzahl von Stäben immer im reaktivitätswirksamen Bereich sein muß. Nach der Betriebsvorschrift war das Unterschreiten einer Abschaltreaktivität von 30 Stäben nur unter ganz bestimmten Bedingungen zulässig. Im Zusammenhang mit den Betriebswechseln zur Durchführung des geplanten Experiments waren aber mit Ausnahme von 12 automatischen Regelstäben alle übrigen Stäbe voll aus dem Reaktorkern ausgefahren, so daß dadurch die geforderte Stabzahl im reaktivitätswirksamen Bereich um mehr als die Hälfte unterschritten wurde.

Als im weiteren Verlauf des Experiments der Kühlmitteldurchsatz reduziert wurde, hatte dies zur Folge, daß die Kühlmittel-Eintrittstemperatur und damit der Dampfblasengehalt im Reaktorkern anstiegen, was in einer Zufuhr positiver Reaktivität resultierte. Im Reaktorkern hatte sich bei den vorgenommenen Betriebswechseln eine Neutronenflußverteilung eingestellt, bei der das Einfahren der Stäbe zunächst keine Wirkung zeigte. Der Anstieg der Reaktorleistung erfolgte dann so schnell, daß die Reaktor-Notabschaltung nicht mehr schnell genug wirksam werden konnte, um eine prompte Leistungsexkursion zu verhindern. Später durchgeführte Rechnungen ergaben, daß die Reaktorleistung im Verlauf der Exkursion auf mehr als das Hundertfache des Nennwertes angestiegen war.

Der Unfall im RBMK-1000 Reaktor in Tschernobyl hatte massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe zur Folge. Dies wurde dadurch noch erleichtert, daß der Reaktorkern nicht in einem dichten Sicherheitsbehälter eingeschlossen war, und die radioaktiven Stoffe somit unmittelbar in die Atmosphäre gelangen konnten. Die Abgabe radioaktiver Stoffe dauerte über mehrere Tage an. Daraus resultierten eine hohe Kontamination der Umgebung und eine hohe Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Mannschaften, die zur Bekämpfung des Unfalls eingesetzt wurden. Die Spaltprodukte wurden in Folge des thermischen Auftriebs durch Brände in große Höhen (bis zu 1,5 km) getragen, so daß sie sich über weite Entfernungen ausbreiten konnten.

2.4 Neubewertung von Reaktivitätsstörfällen nach dem Unfall in Tschernobyl

Nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl wurde damit begonnen, die möglichen Reaktivitätsunfälle in den verschiedenen Reaktortypen nochmals eingehend zu untersuchen, wobei das Hauptaugenmerk der Untersuchungen auf die Leichtwasser-Reaktoren gelegt wird [IAEA93]. Diese Arbeiten beinhalten:

1. Systematische Untersuchungen zur Aufdeckung von möglichen Abläufen, die zu einer Verdünnung des im Kühlwasser gelösten Bors führen,
2. deterministische Berechnungen von Ereignissen mit Kontrollstabauswürfen und Borverdünnungen und
3. probabilistische Analysen von verschiedenen weiteren Störfallsequenzen.

Im Zusammenhang mit der Verdünnung des im Kühlwasser gelösten Bors gibt es mehrere mögliche Unfallabläufe, die nach Art der Leistungsexkursion in drei Kategorien eingeteilt werden. Im ersten Fall wird von einer langsamen Verdünnung des Bors ausgegangen, was zu einem Leistungsanstieg führt, der durch eine linear ansteigende Reaktivität bestimmt ist und durch Rückkopplungseffekte abgeschwächt wird. Eine weitere Art der Leistungsexkursion tritt auf, wenn die Pumpen abgeschaltet sind, und es zu einer Akkumulation von verdünntem Wasser im unteren Teil des Druckbehälters kommt. Dies führt zu einer autokatalytischen Leistungsexkursion, wenn man keine thermohydraulischen Rückkopplungen betrachtet. Die dritte Art der Verdünnung wird durch einen Einbruch von verdünntem Wasser verursacht, das rasch in den Reaktorkern eintritt. Insgesamt gibt es bei diesem Problemkreis verschiedene Unfallabläufe, die während des Abschaltens des Reaktors oder im Zusammenhang mit einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten können, und die in verschiedenen Studien untersucht werden.

Ein weiterer Gegenstand der Untersuchungen sind Reaktivitätsunfälle, die durch Fehlbeladungen von Brennelementen ausgelöst werden können. Die Zahl der falsch beladenen Brennelemente, die erforderlich ist, um eine Leistungsexkursion auszulösen, hängt dabei von den Eigenschaften der Brennelement-Anordnung insgesamt und von der ursprünglichen Abschaltreaktivität des Reaktorkerns ab.

Eine andere Kategorie von möglichen Reaktivitätsunfällen, die betrachtet werden, sind Unfälle, bei denen Stäbe ausgeworfen werden. In Erweiterung des Auslegungsstörfalls werden dabei Abläufe untersucht, bei denen mehr als ein Stabbündel ausgeworfen wird oder das ausgeworfene Bündel einen übermäßig hohen Reaktivitätswert besitzt. Weiterhin werden Reaktortransienten betrachtet, die dadurch gefährlich werden können, daß sie einen positiven Moderator-Temperaturkoeffizienten der Reaktivität besitzen. Da dies ein autokatalytischer Prozess ist, kommt ihm ebenfalls besondere Bedeutung zu.

In einer letzten Kategorie werden zusätzliche Erweiterungen von Auslegungsstörfällen untersucht, die normalerweise Gegenstand des Sicherheitsberichtes für die betrachtete Anlage sind. Hierzu gehören z. B. das unkontrollierte Herausfahren von Stabbänken, der Bruch einer Dampfleitung oder ein plötzlicher Abfall der Temperatur des Primärkühlmittels. Ein weiteres mögliches Ereignis ist das Fluten des Reaktorkerns mit relativ kaltem Wasser nach der Abblasphase bei einem Kühlmittelverlust-Störfall.

Datum	Ort, Name	Brennstoff, Kühlmittel, Moderator	Geometrie	Totale Spaltungen	Ursache(U) Abschaltmechanismus(A)	Personen(P) Strahlungsdosis(R)	Schaden
Dez. 1949	LASL, USA Water Boiler krit.1944	1kg ^{235}U , $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ in 13,6 Liter H_2O	Kugel, Graphitreflektor	$3 - 4 \times 10^{16}$	(U)Manuelles Heraus- ziehen von 2 Stäben (A)Expansion und An- stieg der Neutronen- temperatur	P - 1 R - 2,5r (Gamma)	keiner
12.Dez.1949	Chalk River, Canada NRX, krit.1944	Natururan-Stäbe, H_2O gekühlt, D_2O moderiert	Stabgitter, Graphitreflektor	6×10^{19}	(U) Kontrollstab- Fehlbedienung (A) Ablassen des D_2O	P - keine, bei den Aufräumarbeiten erhielten viele P kleine Dosen	Kern stark beschädigt, entfernt und ersetzt
22.Juli 1954	NRTS (Idaho) BORAX Reaktordyna- mik-Tests 1954	93% anger. ^{235}U in U-Al Platten, H_2O moderiert und gekühlt	Schwimmbad- Test-Reaktor, H_2O Reflektor	$4,7 \times 10^{18}$	(U) erwartete Exkursion unterschätzt (A) Dampfblasen- bildung	P - keine R - keine	Kern zerstört
3.Okt. 1954	Hanford Produktions- reaktor	Natururan-Stäbe, H_2O gekühlt, Graphit moderiert	großer Graphitreaktor mit Arbeitska- nälen	lokale Überhitzung	(U) veränderte Reaktivi- tätseffekte durch Wasserleck (A) Einfahren von Kontrollstäben, dann Schnellabschaltung	P - keine R - keine	einige Brenn- elemente be- schädigt oder zerstört

Datum	Ort, Name	Brennstoff, Kühlmittel, Moderator	Geometrie	Totale Spaltungen	Ursache(U) Abschaltmechanismus(A)	Personen(P) Strahlungsdosis(R)	Schaden
4. Jan. 1955	Hanford KW-Reaktor	wie oben	wie oben	Brennelementschaden, lokales Schmelzen	(U) Kühlwasser-Blockade im Arbeitskanal, Stäbe gezogen wegen Leistungsabfall (A) Schnellabschaltung	P - keine R - keine	Entfernung des Graphitkanals durch die Abschirmung
Jan. 1955	Hanford Produktions-Reaktor	wie oben	wie oben	keine Überleistung	(U) Fehler bei Messung von ρ (A) Stab eingefahren durch Operateur	P - keine R - keine	keiner
29. Nov. 1955	NRTS (Idaho) EBR-I Reaktor, MARK-II Kern	1,27 cm ^{235}U Stäbe, NaK gekühlt, schneller Reaktor	kompakter Kern, Natururan- Blanket	$4,7 \times 10^{17}$	(U) Verbiegen von Brennelementen, erwartete Folgen unterschätzt (A) Schnellabschaltung	P - keine R - gering	Reaktorkern geschmolzen, sonst geringe Kontamination
18. Nov. 1958	NRTS HTRE-3 krit. Okt. 1958	anger. Uran, gasgeköhlt, fester Moderator	horizontaler Zylinder	unbekannt	(U) Kontrollsystem mit fehlerhafter Instrumentierung (A) Brennelement-Schmelzen und/oder Schnellabschaltung	P - keine R - Kontamination des Geländes	Reaktorkern geschmolzen, Gesamtsystem unbeschädigt

Datum	Ort, Name	Brennstoff, Kühlmittel, Moderator	Geometrie	Totale Spaltungen	Ursache(U) Abschaltmechanismus(A)	Personen(P) Strahlungsdosis(R)	Schaden
24. Juli 1959	Santa Susanna, Cal., SRE, krit. 1957	2,8% ^{238}U Metallstücke in Stäben aus Stahl, Na-gekühlt, Graphitmoderator	Pseudozylinder, Graphitreflektor	$2,0 \times 10^{19}$ (in der letzten Minute)	(U) Kühlkanal-Blockade, Verbiegen von Brennelementen (A) manuelle Schnellabschaltung	P - keine R - Freisetzung ca. 0,3% des Aktivitätsinventars des Kerns	12 von 43 Elementen geschmolzen, Kern entfernt und ersetzt
3. Jan. 1961	NRTS SL-1 krit. Aug. 1958	93% anger. ^{235}U , Al-U Platten, H_2O gekühlt und moderiert	Pseudozylinder, 5 Stäbe, B-Al Kontrollstreifen	$1,5 \times 10^{18}$	(U) Manuelles Herausziehen des Zentralstabes (A) Expansion, Sieden, Kernverdampfen	P - 3 Todesfälle R > 800r/h im Gebäude, bei Arbeiten erhielten 14 P R > 5r	Reaktorkern zerstört, Behälter um 2,8m angehoben, Reaktor zerlegt
5. Nov. 1962	NRTS SPERT-I (Zerstörungstests)	93% anger. ^{235}U , U-Al Plattentyp, H_2O moderiert	Pseudozylinder, offener Reaktortank	keine Angabe	(U) geplante Reaktivitätstransiente, Effekte größer als erwartet (A) Expansion, Dampfblasen, kein Schmelzen	P - keine R - geringe Kontamination des Geländes	Reaktorkern zerstört (war geplant)

Tab. 1. **Reaktivitätsstörfälle:** Zusammenstellung von Ereignissen und deren Folgen

3. Prinzipien zur Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennelementtemperaturen

(K. Kugeler, W. Scherer)

Wie bereits in Kapitel 1 dargestellt, besteht im normalen Betriebsfall eines Kernreaktors ein Gleichgewicht zwischen Neutronenproduktion und Neutronenverlusten. Ebenso besteht ein Gleichgewicht zwischen der aus den Kernspaltungen und sekundären Quellen produzierten und der im Dampferzeuger und weiteren Senken abgeführten Wärme. Die Brennelementtemperaturen stellen sich entsprechend der absoluten Höhe der augenblicklichen Leistung abhängig von Geometrie und Materialdaten des Reaktors ein.

Bei Störungen eines dieser beiden Gleichgewichte kommt es zu einer dynamischen Reaktion des Reaktorsystems, die sich sowohl auf den Neutronenhaushalt als auch auf die Temperatursituation auswirkt. Da der Neutronenhaushalt in enger Weise mit den Temperaturen verknüpft ist, hängen der zeitliche Verlauf einer solchen Transiente ebenso wie die erreichbaren Absolutwerte von Größen wie Neutronenfluß, Leistung, Brennelementtemperatur in komplexer Weise sowohl von den durch die Konstruktion bedingten inneren Eigenschaften des Reaktors als auch von den zur Zeit herrschenden äußeren Randbedingungen ab.

In diesem Kontext kommt dem Begriff der Rückkopplungsparameter eine besondere Bedeutung zu. Eine von außen zugeführte positive Reaktivität, etwa durch Ausfahren von Regelstäben, führt primär zu einem quasi-exponentiellen Anstieg der Neutronendichte und damit auch der pro Zeiteinheit stattfindenden Kernspaltungen verbunden mit der entsprechenden Wärmeproduktion. Wegen des nun eintretenden Ungleichgewichtes in der Wärmebilanz würden die Kerntemperaturen monoton bis zur Überschreitung der materialbedingten Versagenstemperaturen der Brennelemente ansteigen, wenn nicht durch sekundäre physikalische Effekte, die häufig durch Rückkopplungsparameter beschreibbar sind, der eigentlichen Ursache für die Ungleichgewichte entgegengewirkt würde. Damit es überhaupt wieder zu stabilen Zuständen kommen kann, müssen die Rückkopplungseffekte kontraproduktiv sein, d.h. die zugehörigen Parameter müssen negativ sein, sie müssen Gegenkopplungseffekte auslösen.

Die wichtigste derartiger Größen zur Selbststabilisierung eines Reaktors ist der sog. Reaktivitätskoeffizient der Temperatur, kurz Temperaturkoeffizient genannt. Er mißt die Beeinflussung des Neutronenhaushaltes durch steigende Reaktortemperaturen ausgedrückt als Reaktivitätsänderung pro Grad Temperaturerhöhung. Bei hinreichender (negativer) Größe des Temperaturkoeffizienten können externe oder interne Reaktivitätsstörungen durch genügend kleine Temperaturerhöhungen aufgefangen werden. Dies stellt eines der wichtigsten Prinzipien zur Leistungs- und Temperaturbegrenzung dar.

Man muß sich jedoch vergegenwärtigen, daß ein negativer Temperaturkoeffizient allein noch nicht genügt. Da die Störfallreaktivität durch ihn nur mit einer entsprechenden Temperaturerhöhung abgebaut werden kann, so ist auch sicherzustellen, daß diese notwendige Temperaturerhöhung vom System ohne Schädigung verkraftet werden kann. Zwischen Betriebstemperatur der Brennelemente und ihrer Versagenstemperatur muß ein hinreichend großer Spielraum vorhanden sein. Diese Forderung ist für heutige

HTR-Kugelhaufen-Brennelemente erfüllt; für heutige LWR-Brennelemente stellt sie jedoch möglicherweise ein Problem dar.

Falls beide Forderungen, ein ausreichend negativer Temperaturkoeffizient und ein hinreichend großer Abstand zwischen Betriebs- und Versagenstemperatur der Brennelemente, erfüllt sind, so kann das Temperaturfeedbackverhalten zusammen mit den Wärmeabfuhranlagen als zusätzliches Abschaltssystem genutzt werden. Die Abschaltung der Kühlung führt zur Temperaturerhöhung, diese über das negative Feedback zur Verminderung des Neutronenflusses und bei hinreichender Temperaturerhöhung zur Reaktorabschaltung. Wegen der dann einsetzenden Xenon-Dynamik wird der abgeschaltete Zustand über viele Stunden gehalten, auch wenn die Temperatur inzwischen stark abgesunken ist. Diese Art der Reaktorabschaltung ist beim AVR-Reaktor getestet und regelmäßig praktiziert worden [ZIER89]. Es sollte aber festgehalten werden, daß die Temperaturgegenkopplung für sich genommen kein Abschaltssystem darstellt, wie öfters zu hören ist. Es ist ein inhärentes Begrenzungssystem mit weiteren Anwendungsmöglichkeiten.

Im Gegensatz zu aktiven Begrenzungs- und Abschaltssystemen, für die Überwachung, Wartung, Reparatur und Erneuerung zur Sicherstellung der Funktionsfähigkeit notwendig sind, kann ein auf physikalischen Wirkungen aufbauendes Feedbacksystem nicht versagen, wenn die Anlage in allen Temperatur- und Leistungsbereichen mit einem solchen ausgestattet ist.

Zur weiteren Verdeutlichung der Wirksamkeit eines negativen Reaktivitätsfeedbacks soll die Zufuhr eines gewissen Reaktivitätsbetrages ρ_0 betrachtet und das Verhalten eines Reaktors mit positivem Temperaturkoeffizienten mit dem eines Kerns mit ausreichend negativem Temperaturkoeffizienten verglichen werden (Siehe Abb. 1 auf Seite 20 und Abb. 2 auf Seite 21). Verglichen wird hier die Reaktion eines fiktiven Reaktors mit der des MODUL-HTR auf eine Reaktivitätsrampe von 0.1% in 10 Sekunden. Der fiktive Reaktor hat dabei einen positiven Temperaturkoeffizienten, der betragsmäßig dem des MODUL-HTR entspricht. (Man beachte die unterschiedliche Skalierung beider Koordinatenachsen!)

Wird dem Reaktor eine positive Reaktivität ρ_0 zugeführt, so wird es, wie erwähnt, zu einem exponentiellen Anstieg der Leistung kommen. Als Folge davon wird die Brennstofftemperatur stark ansteigen, evtl. bis zur Zerstörung der Brennelemente oder gar bis zum Schmelzen. (Abb. 1 auf Seite 20). Um dieses Ereignis zu vermeiden, werden ggf. rechtzeitig Abschaltstäbe in den Reaktorkern eingefahren. Dadurch werden Leistung und Temperaturen begrenzt. Die Wirkung der Begrenzung wird hier mit Maschinen erreicht. Diese haben eine gewisse Ausfallrate, so daß die Begrenzungswirkung nur mit einer endlichen Zuverlässigkeit erfolgt. Die Zerstörung des Reaktorkerns und die Freisetzung der Spaltprodukte aus den Brennelementen werden dadurch nur im probabilistischen Sinne vermieden.

Nach Zufuhr einer positiven Reaktivität ergibt sich bei Vorhandensein eines ausreichend großen negativen Reaktivitätsfeedbacks der Temperatur dagegen ein anderes Bild (Abb. 2 auf Seite 21). Der Leistungsanstieg wird gebremst, es erfolgt meist ein gewisses Überschwingen wegen thermischer Trägheit, danach geht die Leistung auf niedrigere Werte zurück und die Brennstofftemperaturerhöhung bleibt begrenzt. Bei entsprechender

Auslegung der Brennelemente bleiben diese bei einer solchen Transiente völlig intakt. Wesentlich ist dabei, daß der Brennstoff schnell genug heiß wird, um den negativen Temperaturkoeffizienten schnell zur Wirkung zu bringen, und daß insgesamt genügend Speichermaterial für die Aufnahme der bei der Transiente freigesetzten Wärme vorhanden ist. Reaktoren mit niedriger Leistungsdichte, großer Wärmekapazität und coated particle Brennstoff verkraften derartige Transienten auch bei extremen Störfallbedingungen. Sehr kleine (0.5 mm Durchmesser) Urandioxidpartikel, die mehrfach beschichtet und in einer Graphitmatrix angeordnet sind, bieten hier optimale Voraussetzungen zur Erfüllung dieser Anforderungen. Diese Art der Leistungs- und Temperaturbegrenzung erfolgt ohne jede Betätigung von Maschinen völlig selbsttätig. Die Wirkung ist von außen nicht beeinflussbar.

Neben dem Reaktivitätskoeffizienten der Temperatur haben noch weitere, ähnlich wirkende Rückkopplungskoeffizienten größere Bedeutung. Traurige Berühmtheit durch den Reaktorunfall in Tschernobyl hat der sog. Voidreaktivitätskoeffizient erlangt. Wenn ein flüssigkeitsgekühlter und -moderierter Reaktor übermoderiert ist, so bewirkt eine Reduktion des Kühlmittels, das gleichzeitig zumindest partiell die Moderation bewirkt, einen positiven Reaktivitätseintrag. Ist wie im Fall der RBMK-Reaktoren der Voidkoeffizient integral positiv, so kann es zu einer positiv rückgekoppelten Leistungsexkursion mit den bekannten verheerenden Folgen kommen. Heutige Leichtwasser-Reaktoren westlicher Bauart haben einen negativen Voidkoeffizienten, wodurch ein stabiles dynamisches Verhalten bei Kühlmittelreduktion erreicht wird.

Ein weiteres wichtiges Prinzip zur Sicherstellung ausreichender Begrenzerwirkung ist die Vermeidung größerer Überschußreaktivitäten im System. Die Kompensation für Abbrandeffekte des Kernbrennstoffs wird heute üblicherweise teils durch abbrennbare Neutronengifte, teils aber auch durch zusätzliche Regelstabwirksamkeit vorgenommen. Diese Regeleinrichtungen können fehlerhaft arbeiten und dadurch Reaktivität freisetzen. Reaktortypen mit kontinuierlicher Brennstoffbeladung sind hier von großem Vorteil, da bei ihnen die nötige Überschußreaktivität auf ein sehr geringes Maß reduziert werden kann.

Da in Kernreaktoren auch nach Unterbrechung der nuklearen Kettenreaktion durch radioaktive Spalt- und andere Umwandlungsprodukte weiterhin Wärme produziert wird, so beinhaltet die Begrenzung der Brennstofftemperaturen auch die sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme. Dieser äußerst wichtige Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen soll an anderer Stelle ausführlich behandelt werden [NIES94]. Prinzipiell kann die Nachwärmeabfuhr durch geeignete Reaktorauslegung im Gegensatz zur heute gebräuchlichen Vorgehensweise ebenfalls ganz ohne den Einsatz von Maschinen durchgeführt werden. Durch Nutzung der physikalischen Gesetze für Wärmeleitung und Wärmestrahlung wird die Wärme vom Reaktorkern durch die Strukturmaterialien und den Druckbehälter zu äußeren wärmeaufnehmenden Strukturen abgeführt. Voraussetzung dafür ist neben einer an die maximal zulässigen Brennstofftemperaturen angepaßten Leistungsdichte eine geeignete Wahl der Kerngeometrie. Ferner muß sichergestellt werden, daß diese Geometrie weder durch mechanische noch durch chemische Einflüsse verändert werden kann. Dies setzt nach heutigem Kenntnisstand berstssichere Reaktor-druckbehälter und korrosionsfeste Brennelemente voraus.

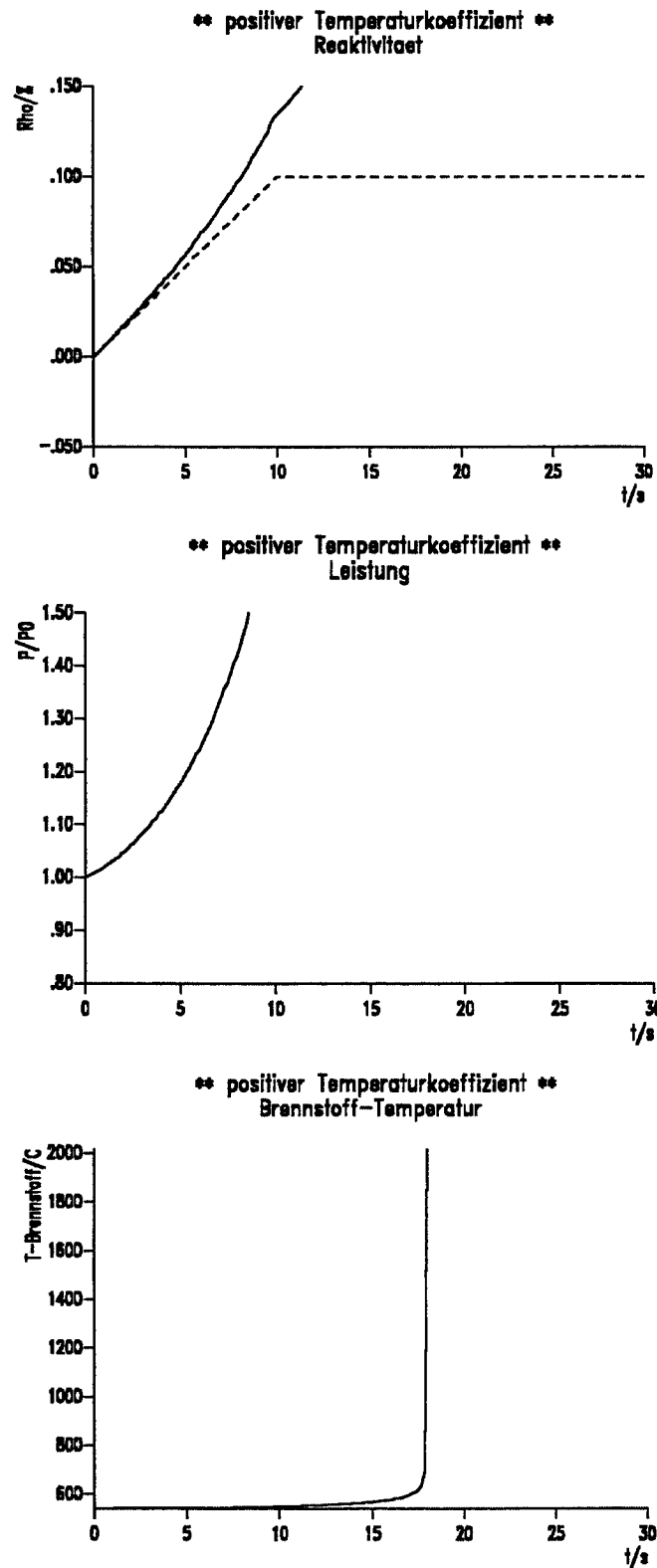


Abb. 1. Einfluß positiven Temperaturfeedbacks: Im oberen Bild sind die aufgeprägte und die durch Rückkopplung beeinflusste Reaktivität dargestellt.

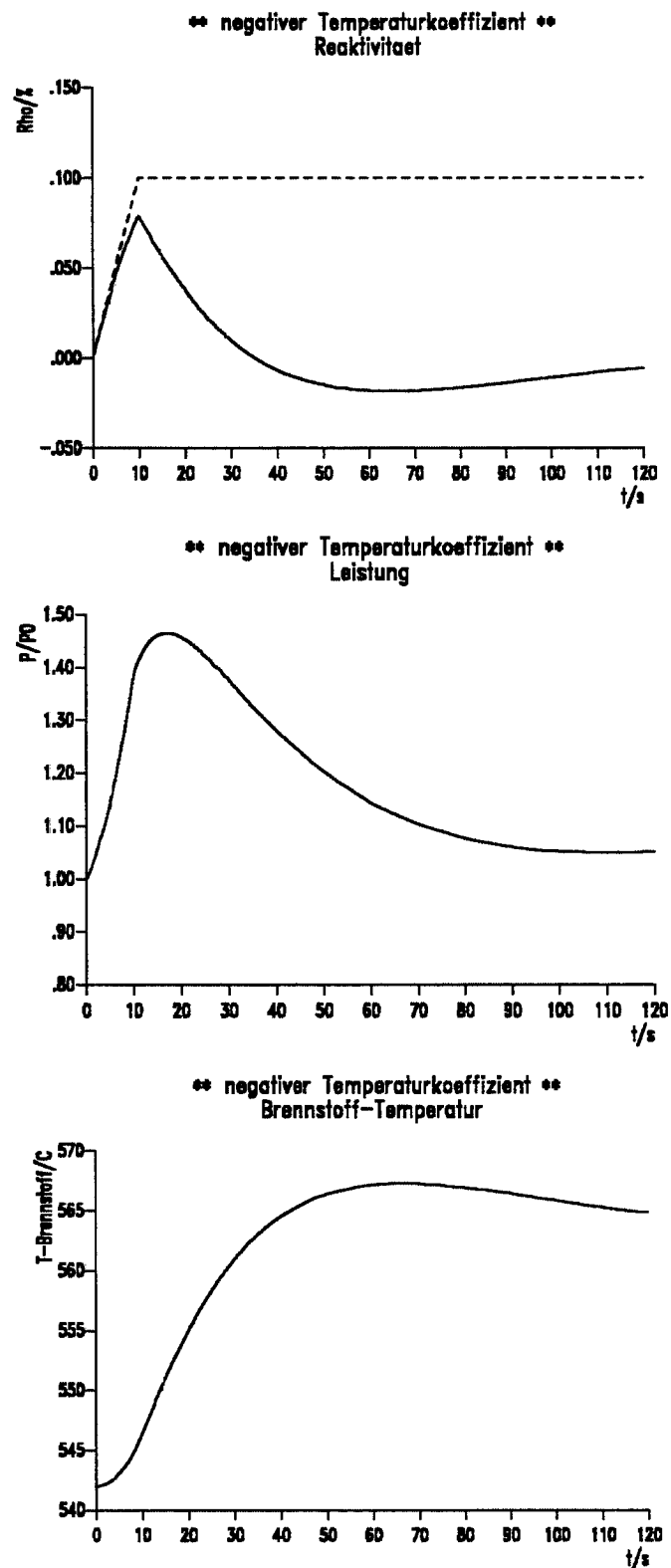


Abb. 2. Einfluß negativen Temperaturfeedbacks: Im oberen Bild sind die aufgeprägte und die durch Gegenkopplung beeinflusste Reaktivität dargestellt.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß einige wenige Prinzipien befolgt werden müssen, um die maschinenlose, inhärent sichere Begrenzung von nuklearer Leistung und Brennelementtemperatur zu erreichen. Diese Prinzipien sind in dem von der Firma SIEMENS entwickelten HTR-MODUL schon weitgehend realisiert. Aus heutiger Sicht besteht trotz gewisser Schwierigkeiten die begründete Aussicht, die Vorteile dieser Prinzipien sowohl für den HTR als auch für andere Reaktorsysteme zu nutzen oder verstärkt zu nutzen, wobei allerdings auch größere Modifikationen an heutigen Auslegungen und Konzepten akzeptiert werden müßten.

4. Modelle und Programme zur Beschreibung von Reaktivitätseffekten

4.1 Das Programmsystem V.S.O.P.

(E. Teuchert, K.A. Haas)

Das Geschehen in einem Kernreaktor setzt sich aus dem Ablauf einer Vielzahl physikalischer Gesetzmäßigkeiten zusammen. Die einzelnen Abläufe wurden von Anbeginn der Reaktortechnik durch Rechenprogramme numerisch dargestellt, und deren Güte wurde durch Vergleich mit Experimenten getestet. Um eine Simulation des Gesamtgeschehens zu ermöglichen, wurde aus einer Reihe dieser Basisprogramme ein Rechenzyklus zusammengegliedert: Er trägt die Bezeichnung V.S.O.P., das bedeutet "Very Superior Old Programs" [TEUC80].

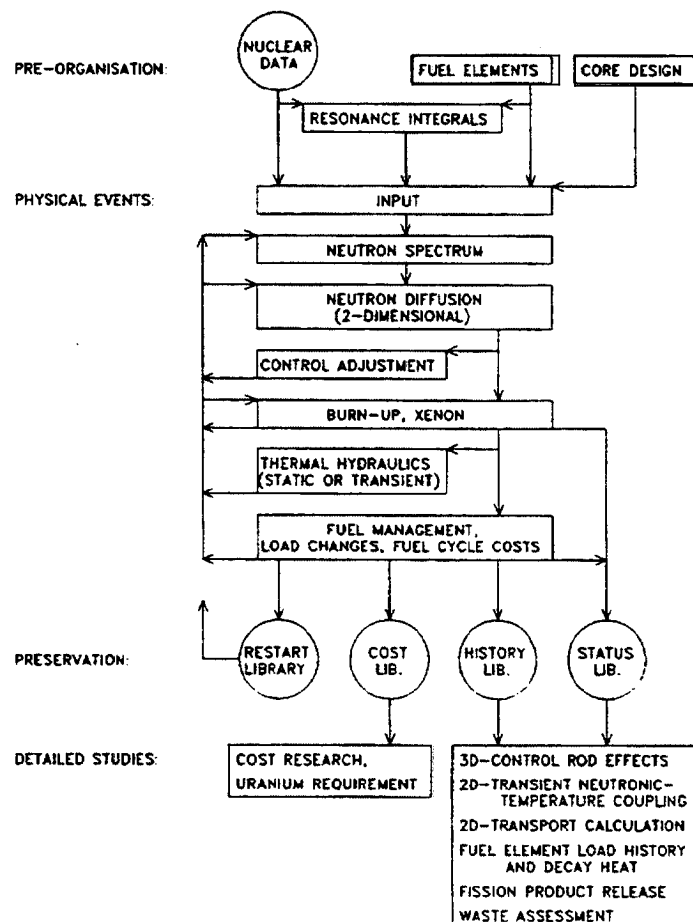


Abb. 3. Programmzyklus V.S.O.P.

Die wesentlichen Bestandteile des V.S.O.P.-Zyklus sind die Spektralprogramme GAM [JOAN61], ZUT [NORD61], THERMOS [HONE61], der Diffusionscode CITATION

[FOWL71], der Abbrandcode FEVER [TODT62] und das Thermohydraulik-Programm THERMIX [PETE83]. Diese Programme wurden teilweise überarbeitet, für einen flexibel steuerbaren Ablauf zusammengefügt und im Hinblick auf spezielle Erfordernisse für Hochtemperaturreaktoren, Leichtwasserreaktoren und Schwerwasserreaktoren vielfältig ergänzt.

Der Ablauf der Berechnung ist in Abb. 3 schematisch dargestellt: Neben der Auslegung von Reaktor und Brennelement wird im Vorspann die Berechnung der temperatur- und geometrieabhängigen Resonanzintegrale nach Nordheim durchgeführt und der nuklearen Library ergänzend hinzugefügt.

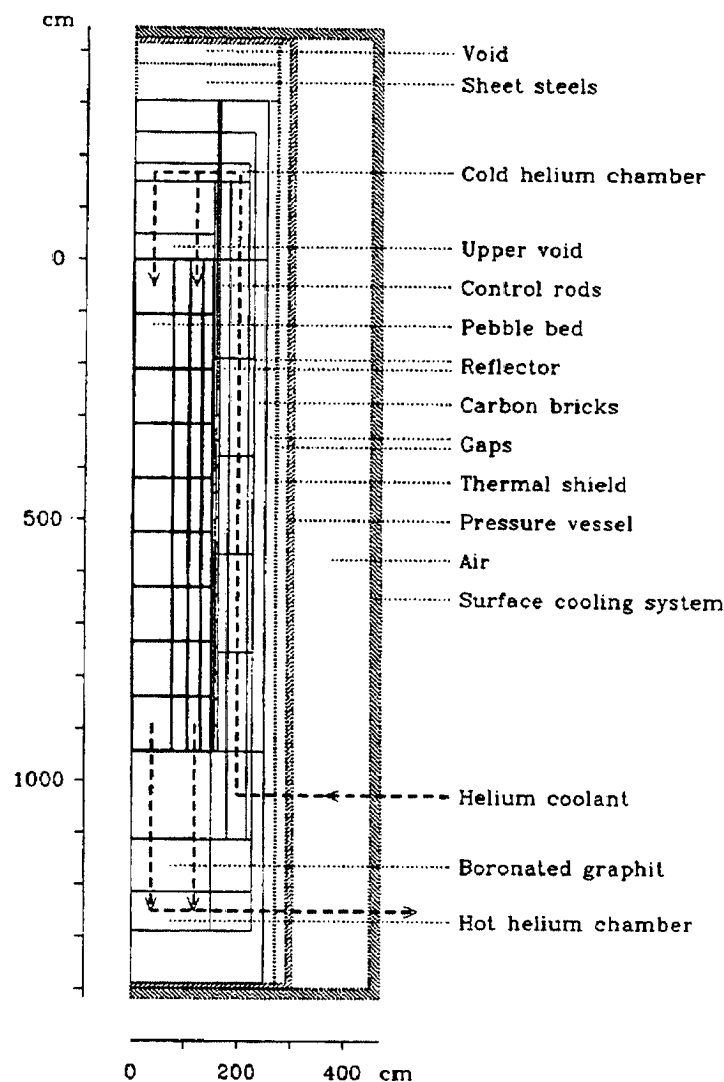


Abb. 4. MODUL-HTR: Auslegung des Rechenmodells

Die geometrische Auslegung des Reaktors wird in R-Z-Geometrie vorgenommen. Für den HTR-MODUL-Reaktor [REUT83] ist die Unterteilung in Abb. 4 dargestellt. Die ausgezogenen Kurven stellen die Bereichseinteilungen dar, die für die neutronenphy-

sikalische Berechnung zugrunde gelegt werden, die punktierten Kurven kennzeichnen die für die thermohydraulischen Rechnungen zusätzlich zu berücksichtigenden äußeren Bereiche. Die Kugelschüttung, durch dick umrandete Teilbereiche gekennzeichnet, besteht aus einer Mischung von 10 Brennelementtypen, die die Kugeln des 10-fach wiederholten Durchlaufes darstellen. Ihr Abbrand wird individuell verfolgt, die Neutronenflußberechnung wird für ihre Mischung in den dargestellten Teilbereichen durchgeführt. Jeweils mehrere Teilbereiche sind zu Spektrumzonen zusammengefaßt, für welche die Spektrumsberechnung unter Zugrundelegung der entsprechenden Temperaturen separat durchgeführt wird.

Die rechnerische Simulation des Reaktors beginnt mit seiner Anfangsbeladung. Nach Berechnung des Neutronenspektrums in den einzelnen Spektrumzonen erfolgt eine Diffusionsrechnung, die den Neutronenfluß für die nachfolgenden Abbrandrechnungen der verschiedenen Brennelementtypen in den verschiedenen Positionen liefert. Die Abbrandrechnungen werden für 13 Schwermetallnuklide und 44 Spaltprodukt-nuklide explizit durchgeführt. Nach einer Abbrandzeit von einigen Tagen werden im Fuelmanagementvorgang alle Teilbereiche eine Position nach unten versetzt, die untersten werden entladen, die Brennelementtypen mittleren Alters werden, vermischt mit frischen Elementen, in den obersten Positionen wieder eingesetzt, und die ältesten werden aus dem Kreislauf ausgeschleust.

Das Diagramm Abb. 3 auf Seite 23 zeigt, daß diese Rechenfolge vielfach wiederholt werden kann, und der Reaktor kann hierdurch von seiner Erstbeladung durch eine Einbrennperiode bis hin zu seinem Gleichgewichtsbetriebszyklus verfolgt werden. Dabei können auch verschiedene Rechenschritte übersprungen werden und es können zwischenzeitlich Zeitschrittlängen verändert werden, um den Rechenaufwand gering zu halten. Die Erstellung des Gleichgewichtszyklus des HTR-MODUL erfordert eine Rechenzeit von ca. 30 cpu-Minuten auf der Anlage IBM E/9000-620.

Zu jedem Schritt des Fuelmanagement kann per Eingabe der weitere Ablauf der Rechnung modifiziert werden. Es ermöglicht sich eine Veränderung der Reaktorleistung, Betätigung des Regelsystems, Aufruf erneuter Temperaturrechnung, Zugabe von anderen Materialien (Wassereinbruch), Sammlung entladener Brennelemente in Reprocessing-Mixtures, und insbesondere die Fixierung des Reaktorstatus auf einer Restart-Library. Von dieser aus können vielfache Detailstudien zum Reaktorgeschehen durchgeführt werden, ohne jeweils die ganze Vorgeschichte explizit wiederholen zu müssen.

Eine sehr häufig durchgeführte Rechensequenz ist die Simulation des Druckverluststörfalles. Er wird als transiente Thermohydraulik-Rechnung im THERMIX-Programmteil durchgeführt. Er bezieht vom nuklearen Rechenteil die Leistungsdichteverteilung, die Lebensgeschichte der Brennelemente zur Nachwärberechnung und ihre schnelle Neutronendosis zur Berechnung ihrer Wärmeleitfähigkeiten. Im Gegenzug wird für vorgebbare Zeitpunkte des Störfallablaufes das Temperaturfeld zurückgeliefert, um unter Parallelberechnung des Isotopenzerfalles die Kritikalität zu bestimmen.

Neben der Herstellung einer Restart-Library können weitere Libraries geschrieben werden, die den Status des Reaktors sowie auch die Vorgeschichte kennzeichnen. Sie sind auf die Erfordernisse von weiteren Rechenprogrammen ausgerichtet, mit denen spezielle Detailstudien für den Reaktor durchgeführt werden können, die über die Möglichkeiten

des V.S.O.P. hinausgehen. Da die Libraries zu jedem vorgebbaren Zeitpunkt des Reaktorlebens geschrieben werden können, erlauben sie die Durchführung solcher Detailstudien zu beliebig gewünschten Zeitpunkten der Reaktorlebensgeschichte.

Folgende Detailstudien wurden gelegentlich durchgeführt:

- 3-dimensionale Kontrollstabrechnungen mit dem Programm CITATION [FOWL71]
- 2-dimensionale Berechnung für gekoppeltes Neutronik/Temperatur - Transientenverhalten mit dem Reaktordynamikprogramm TINTE [GERW87, GERW89a]
- Kompletter Nuklidaufbau in den Brennelementen für ca. 1200 Nuklide und Berechnung der langfristigen Beschaffenheit des Wastes mit dem Programm ORIGEN-JUEL-II [RÜTT93]
- Nachwärme nach DIN 25485 mit NAKURE [RÜTT91]
- 2-dimensionale Transportrechnungen [MALY73] mit DOT-II [MYNA69]
- Spaltproduktfreisetzung [KRAN91] mit SPTRAN [BERG88]
- Brennstoffzykluskosten, Auswertungen und Parameterstudien mit KPD [HANS75].

Der V.S.O.P.-Programmzyklus unterliegt ständiger Überarbeitung. Die Erfordernis hierfür ergibt sich aus neu auftauchenden Fragestellungen bei verschiedenen Reaktorkonzepten. Sie ergibt sich aber auch durch die Übernahme neuer veröffentlichter Daten und auch durch Anpassung des Programmes an die erhöhten Kapazitäten neuer Rechenanlagen. Zur Kennzeichnung des gegenwärtigen Entwicklungsstandes werden im folgenden die in den letzten Jahren eingeführten Neuerungen angegeben:

- Variable Dimensionierung für die Anzahl der Nuklide, der Reaktor-Teilbereiche, Brennelementchargen, Spektrumzonen, Energiegruppen, Abbrandperioden und externen Brennelementspeicher
- Neue Libraries auf der Basis von ENDF/B-IV, V, und JEF-1 [BROC89]
- Fission yields nach ENDF/B-IV
- Simulation experimentell ermittelter Kugelfließschemata für das Fuelshuffling
- Selfshielding-Faktoren für Zellstrukturen und Energieabhängigkeit
- Leakage-Korrektur für Neutronentransport zwischen den Spektralzonen
- Lokale Nachwärmeermittlung entsprechend der Brennelementlebensgeschichte
- Thermische Leitfähigkeit von Brennelementen und Kugelschüttungen in Abhängigkeit von der jeweiligen Temperatur und schnellen Neutronendosis.

Eine eingehende Beschreibung des gegenwärtigen Entwicklungsstandes des V.S.O.P. ist als KFA-Bericht [TEUC94] erschienen.

4.2 Das Programmsystem HTR-2000

(H. Werner)

Das Programmsystem HTR-2000 [THOM89] wurde in erster Linie entwickelt, um den Betrieb eines Hochtemperaturreaktors zu begleiten. Aktuell eingesetzt wurde es beim Reaktor der AVR GmbH. Bei diesem Reaktor handelt es sich um einen gasgekühlten graphitmoderierten Reaktor mit beweglichen, kugelförmigen Brennelementen [AVR68]. Zum einen sollten für den Leistungsbetrieb genehmigungsrelevante Daten erzeugt wer-

den, um eine durch Auflagen der Genehmigungsbehörde behaftete Reaktorfahrt zu gewährleisten. Zum anderen sollten Basisdaten zur Auswertung von Experimenten, die am AVR durchgeführt wurden, zur Verfügung gestellt werden. Das bedeutete die Erstellung einer möglichst umfassenden Dokumentation aller neutronen-, thermo-, und fluidphysikalischen Betriebsgrößen mit Hilfe dieses Programmsystems.

Die spezifischen Eigenschaften dieses Reaktors, die ausgeprägte nicht rotationssymmetrische Coregeometrie und der fließende Brennstoff erforderten die Entwicklung geeigneter Methoden zur Simulation des Leistungsbetriebes. Seit der Inbetriebnahme des AVR im Jahre 1967 ist versucht worden, mit Programmen das physikalische Geschehen während der Leistungsfahrt zu verfolgen. Die Methoden hierzu wurden dabei ständig verbessert bis hin zur Erstellung der vorliegenden Neukonzeption in HTR-2000.

In diesem Programmsystem sind der räumlichen Topologie des Reaktorcores mit den Grafiteinbauten zur Abschaltstabführung durch neutronen- und thermophysikalische Rechnungen in drei räumlichen Dimensionen und dem fließenden Brennstoff durch ein Schema, in dem die Bewegung der Brennelemente explizit abgebildet wurde, Rechnung getragen worden.

In Abb. 5 auf Seite 29 ist der Ablauf des Programmzyklus in HTR-2000 dargestellt.

Der Zyklus wird programmtechnisch in zwei Blöcke unterteilt. Im ersten Block wird das Hauptaugenmerk auf das einzelne Brennelement gerichtet. Es wird die Problematik der Brennelementbewegung durch das Core und des Abbrandes behandelt. Somit enthält dieser Block die Simulation der Brennelementbewegung, der Be- und Entladung, der Abbrandmessung und die Berechnung des Brennelementabbrandes.

Der Simulation der Brennstoffbewegung liegt als Modell das Verhalten einer inkompressiblen zähen Flüssigkeit zugrunde. Da diese Theorie der Wirklichkeit nur annähernd gerecht wird, sind Ergebnisse aus Versuchen an Modellen und am Reaktor selbst zur Beschreibung und Modellierung in das Simulationsmodell eingeflossen. In dieser Simulation wandern die Brennelemente zusammengefaßt in diskreten Paketen innerhalb von Stromröhren, die von Stromlinien begrenzt werden, durch das Core.

Zur Konstruktion eines solchen Gitters ist die Kenntnis des Geschwindigkeitsfeldes, das sich durch Bahnkurven und Verweilzeiten von Kugeln entlang den Stromlinien ermitteln läßt, erforderlich.

Im vorliegenden Fall wurden die Bahnkurven aus den Modellversuchen [BBK68] und die Verweilzeiten durch Messungen am AVR [WERN85] gewonnen. In dem Maschengitter erfolgt die Simulation der Brennelementbewegung durch die Umsetzung der Volumina in einer Stromröhre, wobei der Abzug der untersten und die Füllung der oberen Volumina die Be- und Entladung der Brennelemente nachbildet. Als Information für diesen Vorgang stehen die Resultate der Abbrandmeßeinrichtung und die Angaben über Menge und Ziel der dedektierten Betriebselemente zur Verfügung, wobei der Abbrand durch Messung der ^{137}Cs -Aktivität festgestellt wird. Aus diesem Grunde wird bei der Berechnung des Abbrandes in HTR-2000 das Nuklid ^{137}Cs explizit berücksichtigt, so daß die Messprotokolle aus dem Betrieb direkt in die Simulation einfließen können.

Bei der Abbrandmeßsimulation werden die Elemente in Gruppen eingeteilt, die sich durch Abbrandklassen, dem ^{137}Cs -Aufbau und dem jeweiligen Brennelementtyp unterscheiden. Diese Einteilung wird nach jedem Abbrandzeitschritt neu vorgenommen. Die Zeitschrittlänge ist durch den Leistungsbetrieb des Reaktors für eine Wiederbeladung (WB) vorgegeben. Eine WB ist durch die Zeit, in der eine bestimmte Menge Betriebs-elemente umgewälzt wurde, charakterisiert. Diese Menge entspricht der Füllung der obersten Corevolumina im Coremodell. Die Abbrandrechnungen werden in jedem Gittervolumen für jede Brennelementgruppe durchgeführt. Die für die Bildung der Reaktionsraten notwendigen Wirkungsquerschnitte werden durch Berechnung von Neutronspektren für Zonen, die sich aus mehreren Abbrandgebieten zusammensetzen, gewonnen, wobei die Spektren als Wichtungsfunktionen zur Bildung eines Eingruppenquerschnittes benutzt werden. Berücksichtigt wird die doppelte Heterogenität des Brennstoffes durch transportheoretische Methoden [WOLO88].

Eine besondere Behandlung erfahren hierbei die Nuklide mit ausgeprägtem Resonanzcharakter (^{232}Th , ^{238}U). Hier werden spezielle Methoden nach [GOLD62. und [ASKE66] so angewandt, daß Brennelemente mit unterschiedlichem Brennstoff innerhalb desselben Volumens berücksichtigt werden können. Die zur Abbrandrechnung zusätzlich erforderlichen Neutronenflüsse, Temperaturen und Leckageterme werden aus den Ergebnissen der Diffusionsrechnung, die im zweiten Block durchgeführt wird, in das Abbrandgitter transponiert.

Der Rechenzyklus in Block I besteht also aus Spektrumsrechnungen für eine bestimmte Anzahl von Spektralzonen, die eine Teilmenge aller Abbrandgebiete darstellt. Anschließend daran wird für jedes Gebiet im Stromröhrengitter und jede Brennelementgruppe, die wiederum nach Elementtyp und ^{137}Cs -Klasse eingeteilt ist, eine Abbrandrechnung durchgeführt. Zum Abschluß erfolgt das Umsetzen aller Brennelemente innerhalb einer Stromröhre und die Simulation der Abbrandmeßeinrichtung mit der Be- und Entladung nach vorliegenden Betriebsprotokollen.

Im Block II befassen sich die Rechnungen in der Hauptsache mit der Ermittlung der Temperatur-, Leistungs und Neutronenfelder. Unter Berücksichtigung der Topologie des Cores ggf. mit Graphiteinbauten zur Führung der Abschaltstäbe beschreibt ein orthogonales Maschengitter in drei Raumdimensionen für R-Z- Φ Zylinderkoordinaten die Realgeometrie. Unter Anwendung eines geeigneten Finite-Differenzen-verfahrens werden die Differentialgleichungen des Multigruppendiffusionssystems iterativ gelöst. [FOWL71] Zur Gewinnung der Gruppenkonstanten werden Spektrumsrechnungen durchgeführt, wobei analog zu der Prozedur in Block I Diffusionsregionen zu Spektral-zonen zusammengefaßt werden. Die Nukliddichten werden dabei aus dem Fließgitter (Block I) ins Diffusionsgitter transponiert. Bei dieser Operation wird ein für HTR-2000 entwickelter Programm-Modul eingesetzt, der es gestattet, Materialdaten aus einem Maschengitter in ein beliebig anders geartetes zu transformieren.

Für die Berechnung des AVR-Reaktors wurde eine Einteilung der Energieskala in vier breite Gruppen gewählt. Als Ergebnis resultieren die Neutronen- und Leistungsfelder, der Multiplikationsfaktor und die Leckageterme.

Bei der Berechnung der Thermo- und fluiddynamischen Zustandsgrößen wird unter Anwendung desselben Maschengitters das gleiche Differenzenverfahren zugrunde gelegt.

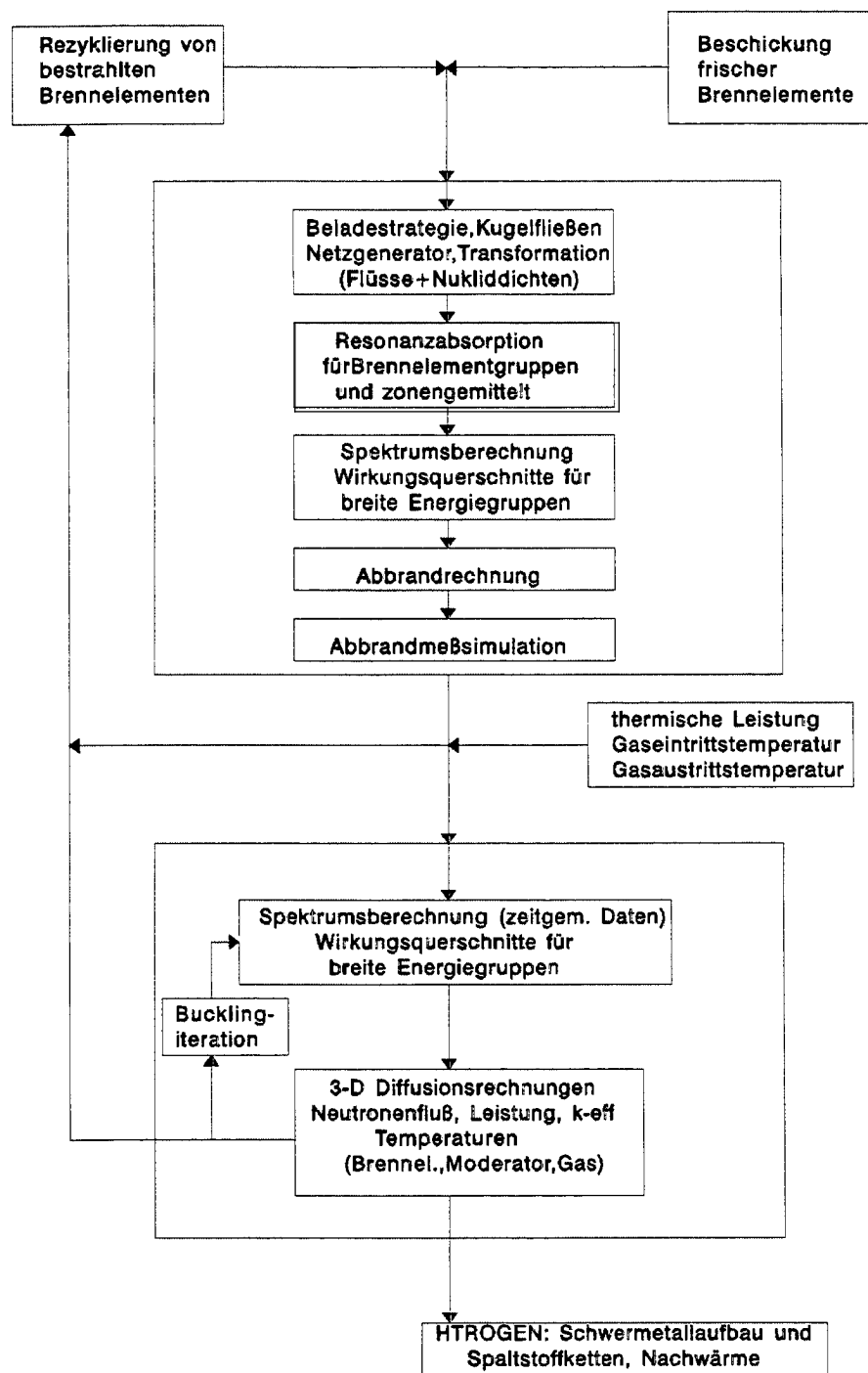


Abb. 5. HTR-2000 Blockdiagramm

Der Rechenvorgang wird in mehrere Abschnitte eingeteilt. Im ersten Abschnitt wird ein Gleichungssystem zur Bestimmung des Fluidtemperaturfeldes, im zweiten eines für das Feststofftemperaturfeld gelöst und im dritten werden die Brennelementtemperaturen ermittelt.

Die Prozedur in Block II besteht also aus drei Schritten: der Ermittlung der Gruppenkonstanten für das Multigruppendiffusionsproblem, der Lösung der Diffusionsgleichungen und der Berechnung der thermophysikalischen Zustandsgrößen. Mit den ermittelten Temperaturen und Leckagetermen wird der Zyklus im Block II erneut durchlaufen. Diese Iteration wird bis zur Konvergenz des k_{eff} -Wertes wiederholt.

Wie oben erwähnt wurde HTR-2000 zunächst für die Betriebsbegleitung des AVR-Kugelhaufenreaktors entworfen. Das Programm wurde aber so flexibel gestaltet, daß auch alle anderen heliumgekühlten Kugelhaufenkonzepte damit untersucht werden können. Bisher liegen über die natürlicherweise sehr umfassenden AVR-Erfahrungen hinaus, über welche im Hinblick auf die Programmvalidierung in Kapitel 5 näher berichtet wird, auch ausführliche Untersuchungen zum Reaktivitätsverhalten beim Entladen des THTR-300 Kernkraftwerkes vor (vgl. Kap. 8).

4.3 Das Dynamikprogramm TINTE

(H. Gerwin, W. Scherer)

Das Programm TINTE (TIme-dependent Neutronics and TEmpерatures) [GERW87, GERW89a, GERW89b, SOKC91] ermöglicht die rechnerische Verfolgung von Transienten im HTR-Primärkreis. Neutronendynamik und Temperaturberechnungen, sowie die Durchmischung des Kühlgases Helium mit Fremdgasen und deren chemische Wechselwirkung mit Graphit sind hierfür die Basis.

Hauptanwendungsgebiete sind Untersuchungen, bei denen ein unveränderter nuklearer Zustand oder eine nukleare Abschaltung nicht vorausgesetzt werden können, und bei denen die Rückwirkungen durch Änderungen von Temperaturen und von Stoffzusammensetzungen auf das nukleare Geschehen wesentlich sind. Damit eignet sich TINTE insbesondere für Untersuchungen der sicherheitsrelevanten Konsequenzen von Störfällen eines HTR.

Die Berechnungen geschehen durchweg in R-Z-Geometrie, die ergänzt wird durch ein Netzwerk für die Gasströmung, sowie zur Berücksichtigung der Heterogenität der Kugelschüttung durch eine eindimensionale Temperaturberechnung in den kugelförmigen Brennelementen. Die "doppelte Heterogenität" der Brennelemente wird bei der Berechnung der mittleren und der maximalen Temperatur der Brennstoffpartikel berücksichtigt. Diese ergibt sich aus der von der lokalen Leistung abhängigen Überhitzung der Partikel gegenüber der umgebenden Matrix und aus dem Temperaturverlauf im Inneren der Brennelemente.

TINTE ist weitgehend modular aufgebaut, das bedeutet einerseits eine übersichtlichere Programmgestaltung und bei Bedarf eine leichte Austauschbarkeit der einzelnen Module, andererseits aber auch, daß eine simultane Lösung der zeitabhängigen Differentialgleichungen nicht möglich ist. Jede der zeitabhängigen Größen muß deshalb unter Festhalten der anderen auf einem iterierten oder extrapolierten Wert bestimmt werden. Dadurch wird eine vielfältig geschachtelte Iteration innerhalb eines jeden Zeitschrittes notwendig.

In Abb. 6 ist ein Blockdiagramm des Programmsystems dargestellt.

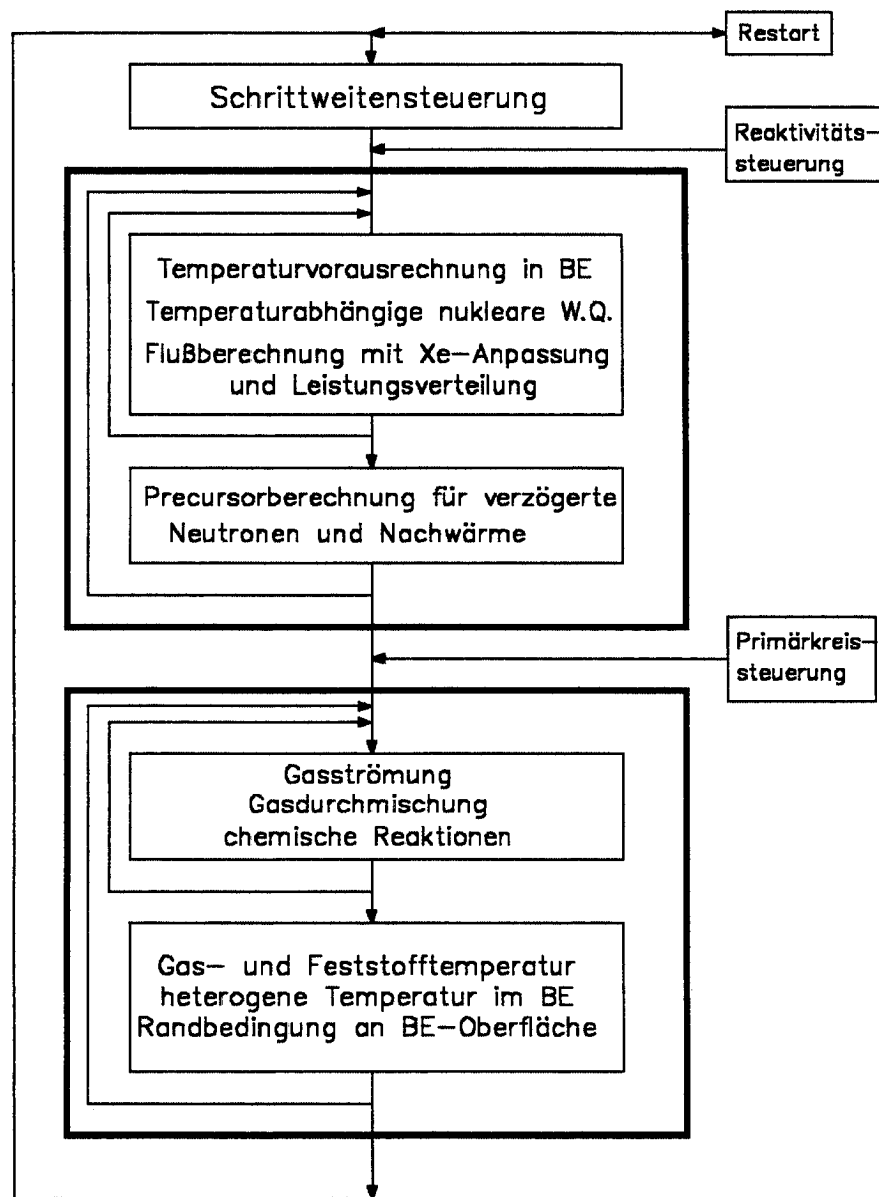


Abb. 6. TINTE Blockdiagramm

In den einzelnen Modulen werden die folgenden Aufgaben behandelt:

- Simulation des nuklearen Geschehens
Die nuklearen Rechnungen basieren nicht auf angepaßten "Koeffizienten", sondern auf nuklearen 2-Gruppen-Querschnitten, deren Abhängigkeit von Temperaturen, vom lokalem Buckling, von der Konzentration von ^{135}Xe , von der Gaszusammensetzung und vom Graphitabbrand vorher bestimmt und in Form von Polynomentwicklungen eingegeben wird. Die Werte dieser Parameter werden für jedes Zeitintervall extrapoliert, das Buckling und die ^{135}Xe -Konzentration während der Diffusionsrechnung laufend neu berechnet und die Fuel- bzw. Moderator-

Temperatur im Core mit der Temperaturberechnung im Brennelement bei extrapolierten Randbedingungen an dessen Oberflächen iteriert.

Für die Lösung der zeitabhängigen Neutronendifusionsgleichung werden 6 Gruppen verzögerter Neutronen berücksichtigt. Eine nichtlineare Zeitdiskretisierung ermöglicht trotzdem Zeitschrittweiten von bis zu 60 Sekunden.

Dieser Modul kann in vielfältiger Weise genutzt werden:

- zur stationären Eigenwertbestimmung,
- zur Neutronengiftanpassung für Stabregionen,
- zur Bestimmung von (lokalen) Temperatur- und anderen Koeffizienten,
- zur Bestimmung des Reaktivitätsbedarfs bei vorgegebener Leistungsrampe und
- für Leistungstransienten (ggf. mit vorgegebener Reaktivitätsrampe oder Stabbewegung).

Sein Ziel ist die Bestimmung der Wärmeproduktion durch Kernspaltungen, die prompt oder verzögert [GERW93] anfällt. Ihre Verteilung ist überwiegend durch die Spaltraten gegeben, aber auch ein nichtlokaler Anteil durch die Moderation schneller Neutronen und durch Neutroneneinfänge wird berücksichtigt. Der Energietransport durch Gammas erfordert eine transporttheoretische Behandlung, er bleibt z.Z. in pessimistischer Weise unberücksichtigt.

- Wärmetransport aus dem Brennelement

Diese Berechnung ist abhängig von der Wärmeproduktion, insbesondere dem lokalen Anteil in den Brennstoffpartikeln, und der Randbedingung an der Brennelementoberfläche, die durch das Kühlgas und durch die (globale) Leitfähigkeit der Schüttung bestimmt wird.

Dieser Modul wird einmal während der nuklearen Berechnung iterativ benutzt, um die Rückkopplung einer Leistungsänderung schon im laufenden Zeitintervall zu erfassen.

Zum anderen dient er zur iterativen Bestimmung der verzögerten Wärmequellen und der Randbedingungen an der Brennelementoberfläche während der globalen Temperaturberechnung.

- Gaskreislauf

Er dient zum Wärmetransport aus dem Core zum Wärmetauscher. Unter Betriebsbedingungen zerfällt seine Behandlung in die beiden Teilprobleme:

- die Gaströmung

Eine Homogenisierung der Strömung ermöglicht den Ersatz des Reibungstensors durch experimentell bestimmte Strömungswiderstände. Aus der Bewegungs- und der Kontinuitäts-Gleichung resultiert dann eine Diffusionsgleichung für das Druckfeld. Der Massenstrom ergibt sich aus dem Druckgradienten, was eine sehr genaue Lösung für das Druckfeld notwendig macht, zumal wenn auch Naturkonvektion zu beherrschen ist.

- den konvektiven Wärmetransport

Der Transport von Wärme durch Strömung wird durch eine Differentialgleichung 1. Ordnung beschrieben. Die Wärmeleitung im Gas, die fast immer vernachlässigbar ist, außer bei verschwindender Strömung, liefert einen Term 2. Ordnung. Diese Differentialgleichung erfordert bei üblichen Diskretisierungs-

verfahren extrem feine Maschen, in TINTE wurde stattdessen ein aufwendiges Grobmaschen-Lösungsverfahren entwickelt.

Die Behandlung dieser beiden Teilprobleme erfordert sehr unterschiedliche Lösungsverfahren, die eine gemeinsame Lösung unmöglich machen.

Die Gasströmung wird, außer durch Vorgabegrößen (Gas-Druck bzw. -Inventar; Quell-Stärke, -Temperatur und -Zusammensetzung), durch die Temperaturen des Gases und des Feststoffes bestimmt. Mit deren Berechnung ist eine Iteration erforderlich. Zu ihrer Modellierung reicht ein 2-dimensionales Maschennetz häufig nicht aus. Es wurde deshalb für die Simulation von 3-dimensionalen Strömungen durch ein Netzwerk ergänzt, mit dem auch Berstscheiben, Sicherheitsventile und andere Ventilfunktionen modelliert werden können. Die Berechnung der Gasströmung erfolgt in einem separaten Submodul.

Die Gastemperatur ist sehr stark an die Feststofftemperatur gekoppelt und mit dieser ist eine gemeinsame Berechnung möglich und sinnvoll. Eine Iteration dieser Teilberechnungen führt zu starker Konvergenzbehinderung. Ihre Berechnung erfolgt deshalb in einem gemeinsamen Modul zur (globalen) Temperaturberechnung.

Für die Untersuchung von Störfällen wurden weitere Submodule für den Gaskreislauf eingeführt, die es gestatten, eine Mischung aus den folgenden Gasen He, N₂, O₂, CO, CO₂, H₂O und H₂, sowie deren chemischer Wechselwirkung mit dem Graphit und untereinander zu behandeln. Bei dieser Erweiterung wurde das Programm STOFFWERTE [KOST87] zur Bestimmung der Gaseigenschaften benutzt. Diese Erweiterungen werden in den folgenden Submodulen behandelt:

- Gasdurchmischung
Für die Diffusionsgleichung, die diesen Stofftransport beschreibt, gilt dasselbe, wie für die Konvektionsgleichung. Anstelle der Leitfähigkeit tritt hier die Gas-Diffusionskonstante. Da die Konstanten beider Gleichungen auch in ähnlicher Größenordnung liegen, konnten beide nach dem gleichen Verfahren behandelt werden. Dabei läßt das Berücksichtigen der Zeitabhängigkeit das Beobachten von Ausbreitungsfronten zu.
- Chemische Reaktionen
Für die Reaktionsdynamik sind Reaktionsgeschwindigkeiten wesentlich. Sie wurden nach Literaturangaben zusammengestellt.
Man unterscheidet
 - heterogene Reaktionen (Graphitkorrosion)
Ihre Reaktionsgeschwindigkeit wird durch den Stofftransport zwischen Graphitoberfläche und Gasphase beschränkt. Die dazu notwendigen Stoffübergangskoeffizienten können analog zu den Wärmeübergangskoeffizienten berechnet werden.
 - homogene Reaktionen (in der Gasphase)
Diese bereiten mit ihren hohen Reaktionsgeschwindigkeiten Schwierigkeiten. Man beherrscht sie, wenn man keine Reaktion über das Gleichgewicht

hinaus zuläßt und auf diese Weise eine Reaktionsratenbeschränkung einführt.

Diese Submodule erlauben die Bestimmung des Graphitabbrands und der Gaszusammensetzung. Soweit diese für eine Veränderung der nuklearen Querschnitte relevant sind, werden sie für die Flußberechnung extrapoliert.

- Globale Temperaturen

Die Feststoff- bzw. Brennelementoberflächentemperaturen werden unter Berücksichtigung einer effektiven Leitfähigkeit der Kugelschüttung, von Wärmestrahlung in Spalten und von aus THERMIX [PETE83, BANA83] übernommenen und ergänzten Leitfähigkeiten und Wärmekapazitäten bestimmt. Zusätzlich zu den nuklearen oder chemisch bedingten Wärmequellen können Gebiete mit vorgebbaren Wärme-Quellen oder -Senken, bzw. mit vorgebbaren Temperaturen definiert werden. Die Gastemperaturberechnung erfordert die Kenntnis der Strömungsverhältnisse und der Eintrittstemperaturen, die entweder vorgegeben, oder aus einer separaten Temperaturberechnung im Netzwerk bestimmt werden.

Beide Temperaturen sind durch den, von der Strömung abhängigen, Wärmeübergangskoeffizienten aneinander gekoppelt. Diese Kopplung wird damit als ein Volumeneffekt behandelt. Die Wechselwirkung des Kühlgases mit dem Reflektor an der Coregrenze, ein Flächeneffekt, wird durch die Einführung eines "Grenzschichtgebietes" berücksichtigt und auf diese Weise auch als Volumeneffekt angenähert.

Temperaturen in den Reflektoren und Randbedingungen an den Brennelementoberflächen werden für die nuklearen Rechnungen extrapoliert.

Das Programm TINTE wurden in den vergangenen Jahren bei stetiger Weiterentwicklung mit Erfolg auf eine Vielzahl von typischen Fragestellungen angewendet. Eine Auswahl davon wird im Kapitel "Validierung" vorgestellt.

5. Validierung der Programmsysteme

5.1 Zur Validierung des V.S.O.P.-Programmzyklus

5.1.1 Übersicht

(E.Teuchert, K.A.Haas)

Für ein Rechenprogramm, welches eine physikalische Gesetzmäßigkeit beschreibt, gibt es verschiedene Bereiche von Fehlerursachen. Unzulänglichkeiten können vorliegen:

1. In der Beschreibung des Phänomens, d.h. in der zugrundeliegenden Theorie,
2. In der programmtechnischen Darstellung,
3. In verwendeten technischen Daten, insbes. für Materialeigenschaften,
4. In unzulänglichen Auslegungsdaten des betr. Problems,
5. In der Anwendung des Programms jenseits des Gültigkeitsbereiches der theoretischen Grundlage.

Für die ersten beiden Bereiche liegt die Verantwortung beim Autor des Rechenprogrammes, und ihm obliegt die Validierung des Programmes. Für die letzten beiden Bereiche liegt die Verantwortung beim Benutzer, der seine Bedienung zu validieren hat. Für den dritten Bereich sind sowohl Autor als auch Benutzer zuständig, und der Validierungsbedarf besteht für beide.

Im V.S.O.P.-Zyklus werden die autorenbezogenen Bereiche seit vielen Jahren einer ständigen Validierung unterzogen. Ein Validierungsbedarf besteht darüberhinaus für die Zusammengliederung der Teilprogramme, für die während der letzten Jahre eingeführten Neuerungen, die in Abschnitt 4.1 beschrieben sind, und für die neu eingeführten Libraries.

In der Zusammengliederung können programmtechnische Fehler nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden, da ein Testen aller möglichen Kombinationen der Anwendung nicht durchführbar ist. Doch zeigt sich in vielfältiger Erfahrung, daß Fehlrechnungen zumeist durch Kontrolle der Bedienung korrigiert werden müssen. Eine erhebliche Gefahr liegt darin, daß bei wiederholtem Ablauf von inneren Programmschritten temporär Situationen erreicht werden, die den Gültigkeitsbereich eines Programmteiles überschreiten. Hier ist der Benutzer gefordert, seine Vorschriften für Reaktorauslegung und Programmablauf strenger an sein Problem anzupassen. Derartige Fehler können nicht durch Validierung des Programmes verhindert werden, sondern sie erfordern die kritische Kontrolle seiner Bedienung. Entsprechende Kontrollen durch den Benutzer sind für jedes neuartige Problem unerläßlich, auf welches das Programm angewendet wird. Es hat sich als zweckmäßig erwiesen, jeweils beim Einstieg in einen neuartigen Anwendungsbereich die Programmvalidierung, Bedienungskontrolle und gegebenenfalls Programmerweiterungen in Kombination durchzuführen.

In Validierungsstudien werden die Rechnungen nach Möglichkeit mit experimentellen Befunden verglichen. Oft liegen solche jedoch nur in beschränktem Maße vor, und es müssen Vergleichsrechnungen herangezogen werden, die mit anderen Rechenverfahren durchgeführt werden, welche ihrerseits natürlich auch der Validierung bedürfen.

Die weitaus umfangreichste Anwendung des V.S.O.P.-Programmes bezieht sich auf graphit-moderierte Hochtemperaturreaktoren, sowohl mit kugelförmigen wie auch mit blockförmigen Brennelementen. Für diesen Reaktortyp besteht dementsprechend auch die umfangreichste Testerfahrung.

In der Zeit um 1970 bestand eine Zusammenarbeit des Institutes mit dem DRAGON-Projekt. In diesem Rahmen wurden die Entwicklungsarbeiten zur Simulation der doppelt heterogenen Anordnung des Brennstoffes, der sich in Coated Particles befindet, innerhalb kugelförmiger und blockförmiger Brennelemente durchgeführt. Es wurde die Bedeutung dieser Geometriesimulation im Energiebereich der Resonanzen und des thermischen Spektrums herausgearbeitet, es wurden Vergleiche mit analogen Entwicklungsarbeiten in England und Frankreich besprochen und rechnerische Gegenüberstellungen mit anderen Reaktorcodes durchgeführt, die ihrerseits den DRAGON-Reaktor befriedigend darstellen konnten. Im selben Rahmen wurde der Kostenmodul KPD entwickelt [HANS75], der die Spaltstoffbilanzen der V.S.O.P.-Abbrandrechnung zugrundelegt.

Vorwiegend wurden die Entwicklungsarbeiten am V.S.O.P.-System im Zusammenhang mit der Entwicklung des Kugelhaufen-HTR durchgeführt, und in diesem Rahmen fanden dann auch die Testuntersuchungen statt. Die neutronenphysikalischen Aspekte einer frischen Beladung in kaltem Zustand wurden im Vergleich zu den Kritischen Experimenten CESAR-II und KAHTER untersucht. In neuester Zeit wird auch die Kritische Anlage PROTEUS in die Validierungsarbeiten einbezogen (vergl. folgende Abschnitte). Wegen der relativ geringen Größe dieser Kritischen Anlagen spielt der Einfluß der Reflektoren und des über dem Reaktor befindlichen Hohlraumes eine wesentliche Rolle. So ergab sich z.B. eine wertvolle Einsicht in die Möglichkeit, die rechnerische Darstellung des Hohlraumes in Diffusionsnäherung zu simulieren, während ansich hierfür eine aufwendigere transporttheoretische Behandlung erforderlich ist [GERW79].

Die rechnerische Darstellung des AVR-Reaktors [AVR66] mußte mit einer gewissen Vereinfachung vorgenommen werden. Im Reaktor ist eine Vielzahl von Brennelementtypen mit unterschiedlichen Auslegungsmerkmalen enthalten. Sie wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten eingesetzt und sind zum Teil wieder aus dem Zyklus der Kugelzirkulation ausgeschleust worden. Die rechnerische Simulation mit V.S.O.P. beschränkte sich auf den Brennelementtyp, der am häufigsten eingeladen wurde, und auch das Beschickungsschema mußte vereinfacht vorgegeben werden. In dieser Simulation ergaben sich jedoch für ein Gleichgewichtscore, welches sich nach mehrjähriger Beschickung einstellt, Kritikalität und Abbrand in sehr guter Übereinstimmung mit dem seinerzeit laufenden Reaktor.

Für den THTR wurden Vergleiche mit den Berechnungen der Firma HRB durchgeführt. Im Gleichgewichtsbetriebszyklus ergab sich eine Überschußreaktivität von 1.9%, während nach Angabe des Herstellers ein Wert von 1.5% zugrunde gelegt wurde. Später, bei Inbetriebnahme des Reaktors, ergab sich, daß Erstkritikalität bei etwas geringerer Spaltstoffbeladung auftrat, als es von HRB vorausberechnet war. Dies weist auf eine gewisse Konservativität der Vorausberechnungen der Herstellerfirma hin. Die mit V.S.O.P. ermittelten Spaltstoffbilanzen stimmten nahezu mit HRB-Ergebnissen überein.

Eine umfassende Testerfahrung ergab sich aus der Zusammenarbeit mit der Firma INTERATOM zum HTR-MODUL-Reaktor. Vielfältige Vergleiche von Detailunter-

suchungen führten zu Verbesserungen in den Rechenverfahren und auch zum Ausmerzen kleiner Unebenheiten. Ein Großteil der im Abschnitt 4.1 genannten Neuerungen wurde in diesem Zusammenhang in das Programm eingefügt und ausgetestet. Zur Kennzeichnung der rechnerischen Übereinstimmung mag dienen: (1) Die Spaltstoffbeladung in den Beschickungschargen des Gleichgewichtszyklus (bei gleichem Zielabbrand) unterscheidet sich lediglich um 0.3%. (2) Die maximale Brennstofftemperatur im Druckverluststörfall unterscheidet sich um 4°C. (3) Die starke Minderung des Reaktivitätseffektes bei Wassereinbruch, die sich aufgrund des Graphitkugelteils in der Kugelschüttung einstellt, stimmt mit den Berechnungen für die Einlaufphase der Firma INTERATOM überein.

Die Bedeutung einer umsichtigen Bedienung des Programmes zeigte sich bei einer Studie zum Druckwasserreaktor vom Biblis-Typ: Hier konnte der Jahresbetriebszyklus zunächst nur sehr ungenau rechnerisch nachvollzogen werden. Für die anfängliche Überschußreaktivität ergab sich ein um ca. 25% zu hoher Wert, und die Zykluslänge war um ca. 15% zu kurz. Hier zeigte sich, daß die wiederholte Anpassung der Bor-Konzentration im Wasser in die rechnerische Simulation eingeschlossen werden muß. Sie bewirkt einen erheblichen und zeitlich veränderlichen Einfluß auf das Neutronenspektrum, und dadurch konnte das Abbrandgeschehen richtig gestellt werden. Nach dieser Korrektur konnte der Jahreszyklus bis auf 2 Tage genau berechnet werden, und der ^{239}Pu -Gehalt der Entladung stimmte bis auf 3% mit den Literaturangaben [KOLB78] überein [TEUC86].

Ähnlich ist bei der Berechnung von Hochtemperaturreaktoren mit blockförmigen Brennelementen die Simulation der Abbrandregelung von entscheidender Bedeutung. Für den modularen MHTGR (350 MW, steam cycle) konnte unter vorgegebener Brennelementbeschickung die Länge eines 1 1/2-Jahresabbrandzyklus auf 9 Vollasttage genau errechnet werden.

In einer Simulation des RBMK-Unfallreaktors wurde die vorausgegangene Lebenslänge von 600 Tagen rechnerisch ermittelt. Insbesondere bildet sich als Folge des Abbrandgeschehens in der Rechnung auch die in axialer Richtung "zweifach gebuckelte" Leistungsverteilung heraus, die in der Literatur erwähnt wird und deren Existenz maßgeblich zur Auslösung des Unfalles beitrug [TEUC87].

Gegenwärtig wird eine Studie zur Simulation des MAGNOX-Reaktors durchgeführt. Hier wird wegen des geringen Reaktivitätsspielraumes eine hohe Anforderung an die Rechengenauigkeit gestellt. Bislang weist die Berechnung der Kritikalität in der anfänglichen Betriebsphase eine Genauigkeit von ca. 0.2% auf. Es ist vorgesehen, die reale Betriebserfahrung des Reaktorbetriebes zur Kontrolle des V.S.O.P.-Rechenverfahrens heranzuziehen.

Die im V.S.O.P.-Programm enthaltene Abbrandrechnung umfaßt die wesentlichen Nuklide sowohl für den U-Pu-Brennstoffzyklus als auch für den Th-U-Zyklus. Validationsstudien für AVR, THTR und Fort St. Vrain-Reaktor wurden für den Thoriumzyklus durchgeführt. Die Studien zum HTR-MODUL, LWR, RBMK und MAGNOX-Reaktor beschreiben das Abbrandverhalten im Uranzyklus. Für beide Brennstoffzyklen erweist sich das V.S.O.P. als ein geeignetes Rechenprogramm.

5.1.2 Die Kritischen Experimente CESAR-2 und KAHTER (W. Scherer)

Für den Hochtemperaturreaktor vom Kugelhaufen-Typ sind mehrere Kritische Experimente durchgeführt worden, deren Auswertung sich gut dazu eignet, zumindest Teilaspekte der vorgestellten Computerprogrammsysteme zu validieren. Ein Nachteil der Experimente liegt in der Tatsache begründet, daß sie vornehmlich aus Kostengründen nur bei Zimmertemperatur durchgeführt wurden. Dadurch können aus ihnen keine Informationen über die sicherheitstechnisch so wichtigen temperaturabhängigen Phänomene der Neutronenphysik hergeleitet werden. Ebenso erlauben solche Experimente keine Überprüfung der Beschreibung des Abbrandverhaltens eines Reaktors, da naturgemäß keine Spaltprodukte im Experiment vorhanden sind. Zur Überprüfung der grundsätzlichen Modellvorstellungen in den Programmen und eines Teils der Datenbasis sind die Experimente aber sehr nützlich.

Das Kritische Experiment CESAR-2 [SCHE73] wurde Anfang der siebziger Jahre in Zusammenarbeit zwischen der KFA-Jülich und dem französischen CEA (Commissariat à l'énergie atomique) im Forschungszentrum Cadarache in Südfrankreich durchgeführt. Da die Anzahl der zu Verfügung stehenden Kugelbrennelemente (LEU mit hoher Schwermetallbeladung) sehr begrenzt war, mußten zur Erreichung der Kritikalität zusätzliche Treiberelemente eingesetzt werden. Diese waren z. Teil von exotischer Bauart, so daß ihre modellmäßige Beschreibung mit den wesentlich auf den Kugeltyp zugeschnittenen, den Modulen des damaligen V.S.O.P.-Systems ähnlichen Programmteilen eine zusätzliche Schwierigkeit bedeutete. Daher wurden auch andere Programme zum Vergleich herangezogen.

Bei CESAR-2 wurden kritische Massen, räumliche Reaktionsratenverläufe mit verschiedenen Detektoren, Spektralindizes und in beschränktem Maße Absorberwirksamkeiten gemessen. In einem weiteren Experiment wurde der Einfluß verschiedener Plutonium-Isotope ermittelt. Die Ergebnisse bezüglich der Programmvalidierung lassen sich wie folgt zusammenfassen:

1. Kritikalität

Die Abweichung des k_{eff} der verschiedenen Programme lag bei weniger als 2 Prozent. Der Messwert wurde von den V.S.O.P. ähnlichen Programmen mit einem Fehler kleiner 0.5% reproduziert. Aufgrund anderer Aspekte muß allerdings von einer Abweichung von ca. 1.5% ausgegangen werden. (Die Hauptfehlerquelle konnte später in der Resonanzberechnung der Treiberelemente gefunden werden.)

2. Spektralindizes

Die gemessenen Spektralindizes und Nachteilmfaktoren wurden für die HTR-Kugелеlemente von allen verglichenen Programmen in guter Übereinstimmung mit den Experimenten wiedergegeben.

3. Reaktionsraten

Bei der räumlichen Verteilung der Reaktionsraten traten die oben erwähnten V.S.O.P. Programmdefizite bei der Berechnung der Resonanzabsorption in stark heterogenen Anordnungen deutlich zutage. Es ergaben sich Abweichungen bis zu 30%, die bei anderen Programmen nicht beobachtet wurden. Für HTR Brennele-

mente mit gängiger Schwermetallbeladung hat dies jedoch keine Bedeutung. Durch eine Erweiterung im Programm ZUT-DGL konnte die Diskrepanz zudem behoben werden.

4. Stabwirksamkeit

Wegen der fehlerhaften Berechnung der globalen Neutronenflußverteilung ergab sich folgerichtig auch eine erhebliche Abweichung zum Experiment bei der Ermittlung der Stabwirksamkeit. Durch Vergleich mit anderen Programmen konnte jedoch die theoretische Methode der Stabbeschreibung validiert werden.

Insgesamt hat CESAR-2 keine wesentlichen Schwachpunkte der verwendeten V.S.O.P.-Module im Hinblick auf die Berechnungsmethoden für Kugelhaufen-HTR aufgezeigt. Für stark inhomogene Systeme mußte und konnte die Resonanzberechnung verbessert werden.

Das Kritische Experiment KAHTER (Kritische Anlage HochTEmperaturReaktor) [KRIN75, DRÜK79, DRÜK82] wurde ab 1973 im damaligen Institut für Reaktorentwicklung der KFA-Jülich durchgeführt. Es wurden kugelförmige Brennelemente mit U/Th-Mischoxyd-Brennstoff vom AVR- und THTR-Typ eingesetzt. Im Gegensatz zu CESAR-2 war KAHTER eine Kritische Anlage ohne Treiberelemente. In dem über mehrere Jahre dauernden Meßprogramm wurden Corekonfigurationen mit variierendem Moderationsverhältnis und verschiedenen Beladeschemata unter Einsatz einer breiten Palette von Meßverfahren auf ihr neutronenphysikalisches Verhalten hin untersucht. Die Ergebnisse hatten auch besonderen Einfluß auf die Erstbeladung des 300-MW-THTR-Kernkraftwerkes.

Parallel zu den Experimenten wurde ein theoretisches Auswerteprogramm durchgeführt, in welchem Methoden, Datensätze und Programme überprüft wurden. Auch hier kamen u.a. die für derartige Experimente relevanten Teilmodule des V.S.O.P.-Systems als stand-alone-Versionen zum Einsatz.

Das Meßprogramm umfaßte die Bestimmung kritischer Massen und Geometrien, die Ermittlung von detaillierten Reaktionsratenverläufen mit verschiedenen Meßeinrichtungen, Cd-Verhältnisse und andere Spektralindizes, die Messung von Reaktivitätseffekten verschiedener Testkörper und insbesondere die Bestimmung von Absorberstabwirksamkeiten unter einer Vielzahl von Randbedingungen und Wechselbeziehungen.

Aus heutiger Sicht können bezüglich der Programmvalidierung folgende Aussagen zusammenfassend gemacht werden:

1. Kritikalität

Die Abweichung des berechneten vom gemessenen Multiplikationsfaktor lag generell bei weniger als 0.5 Prozent [SCHE74]. Das entspricht einer Abweichung in der kritischen Masse von weniger als 1% und ist für Auslegungsrechnungen von HTR-Reaktoren absolut hinreichend. (Bei der Beladung des THTR-300 wurde eine k_{eff} -Marge von 2% zugrundegelegt.)

Die sehr gute Übereinstimmung zum Experiment wurde auch beim Einsatz von Bor-Hafnium-haltigen Absorberelementen erreicht, wie sie in der Anfangsphase des THTR-Betriebes benutzt wurden.

2. Absorberstabwirksamkeit

Die Berechnung der Absorberreaktivität in Standard-Programmsystemen erfordert spezielle theoretische Ansätze. Diese wurden während der KAHTER-Campagne entwickelt [GERW75, SCHE76] und führten zu sehr befriedigenden Ergebnissen. Die Abweichungen zwischen Theorie und Experiment lagen sehr häufig unter den Abweichungen verschiedener Meßmethoden untereinander. Typischerweise wurden Werte kleiner als 5%, bezogen auf den Reaktivitätseffekt, gefunden. Da in Genehmigungsverfahren meist 10% Unsicherheitszuschläge gefordert werden, ist die Validierung auch hier erfolgt.

3. Räumliche Reaktionsraten und Flußtraversen

Innerhalb des Kerns wurden die Reaktionsraten mit weniger als 10% Fehler berechnet. In den Reflektoren traten auch größere Abweichungen auf. Diese konnten durch Verfeinerung der Modellierung z. Teil reduziert werden. Sie werden aber auch durch die Nukleardatenbasis beeinflusst. Zur Zeit ist nicht geklärt, ob an dieser Stelle eine weitere Verbesserung für Sicherheitsfragen erforderlich ist.

Das Experiment KAHTER hat für den mit hochangereichertem Uran/Thorium-Misch-oxydbrennstoff beladenen Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor wesentliche Beiträge zum Verständnis der neutronenphysikalischen Grundlagen geliefert. Für die getesteten theoretischen und numerischen Methoden und Programme, die in ähnlicher Art als Module im Programmsystem V.S.O.P. integriert sind, konnte die Validierung im Rahmen der Experimente nachgewiesen werden.

5.1.3 Das Kritische Experiment PROTEUS

(U. Ohlig, W. Scherer)

In den Jahren 1989/1990 wurde auf Empfehlung der IAEA Working Group on Gas-Cooled Reactors ein sog. "Coordinated Research Program (CRP)" über "Validation of Safety-Related Reactor Physics Calculations for Low-Enriched HTGRs" erstellt. Das Ziel dieses Programmes ist die Validierung von Programmsystemen, die für sicherheitsbezogene Nuklearrechnungen an niedrig-angereicherten HTRs benutzt werden. Im Gegensatz zum hochangereicherten Uran/Thorium-Brennstoff, für den aus den Reaktoren AVR, THTR-300 und Fort St. Vrain bereits betriebliche Erfahrungen vorliegen, ist das neutronenphysikalische Verhalten des low-enriched (LEU) Brennstoffs weit weniger bekannt. Dadurch wird das CRP motiviert.

An dem Programm beteiligen sich die Schweiz, China, Japan, die Niederlande, die USA, die GUS und Deutschland. Um die Validierung der Rechenprogramme zu vollziehen, wurde mit einer Reihe von Kritischen Experimenten an der PROTEUS-Anlage des Paul-Scherrer-Instituts (PSI), Schweiz [IAEA91], begonnen, bei der Core-Reaktivität, Neutronenfluß- und Leistungsprofile, Reaktionsraten, Wirksamkeiten der Kontrollstäbe und der Abbrenngifte, und – als Hauptziel – der Einfluß von massivem Wassereinbruch auf die Core-Reaktivität und auf die Kontrollstabwirksamkeit gemessen werden, wobei das Moderationsverhältnis, der Kugelfüllfaktor und das Verhältnis der Core-Höhe zum Core-Radius variiert werden.

Parallel zu den Experimenten wurden vom Paul-Scherrer-Institut 6 Benchmark-Probleme [MATH90] definiert, LEUPRO-1 bis LEUPRO-6: graphitreflektierende, kalte Kugelhaufenanordnungen mit 16.76 % angereichertem Uran, mit drei verschiedenen Gitteranordnungen und zwei verschiedenen Moderator-zu-Brennelement-Verhältnissen. Diese Benchmark-Probleme sollen begleitend zu den Experimenten bearbeitet werden, um den Validierungsstand der in den Teilnehmerstaaten benutzten Rechenprogramme festzustellen. Das HTR-Programmsystem V.S.O.P. [TEUC80], wird dabei einem erneuten Test unterzogen, wobei nun im Gegensatz zu früher das Gesamtsystem direkt eingesetzt und nicht auf stand-alone-Versionen der Einzelmodule zurückgegriffen wird. Da dieses Programmsystem nicht entwickelt wurde, um im Detail Kritische Experimente nachzurechnen, ist beabsichtigt, das PROTEUS-Experiment auch zu benutzen, um Grenzen für den Einsatzbereich von V.S.O.P. aufzufinden.

Bisher wurden Messungen an der Kritischen Anordnung Core 1 der PROTEUS-Anlage [WILL92] durchgeführt. Dieses Core 1 besteht aus einer hexagonal dichten Kugelpackung mit dem Füllfaktor 0.74. Der effektive Radius beträgt 59.2 cm und das Verhältnis von Moderator-zu-Brennelementkugeln ist 1:2. Damit entspricht diese Anordnung ungefähr dem LEUPRO-1 Problem. Die Kritikalität wurde erreicht bei 22 Kugellagen oder $H_{\text{crit}} = 108.9$ cm.

Die bisher vom Betreiber des PROTEUS selbst (PSI) dazu durchgeführte Modell-Rechnung ergab bei der gemessenen kritischen Höhe einen Wert von $k_{\text{eff}} = 1.017$. Die Hauptgründe [MATH93] für die Diskrepanz von $\Delta k = 1.7$ % zwischen gerechnetem und gemessenem k_{eff} -Wert vermutet man:

- in einer Unterschätzung der Restreaktivität der Kontrollstäbe
- und in Unsicherheiten in der Materialzusammensetzung, insbesondere beim Reflektorgraphit.

Durch verschiedene technische Maßnahmen, die zur Zeit durchgeführt werden, sollen die experimentellen Unsicherheiten weiter reduziert werden, bevor letztlich belastbare Ergebnisse erzielt werden können.

Wegen der oben genannten noch bestehenden offenen Fragen wurden mit dem V.S.O.P.-Programm bisher keine Rechnungen zum Experiment selbst gemacht.

Die Benchmark-Probleme LEUPRO-1, LEUPRO-1 mit 20 vol.% Wasser und LEUPRO-2 hingegen wurden bereits bearbeitet und die Standard-Ergebnisse aller CRP-Teilnehmer miteinander verglichen. Ein Teil dieser Ergebnisse (k_{∞} -Werte für $B^2 = 0$ und $B^2 = B_{\text{crit}}^2$ für die Einheitszelle und k_{eff} -Werte und kritische Höhe für das ganze Reaktormodell) ist in der Tab. 2 auf Seite 43 aufgeführt. Bei den Benchmark-Problemen LEUPRO-1 und LEUPRO-2 beträgt der Core-Radius 58 cm und der Füllfaktor 0.7405. Bei LEUPRO-1 ist das Verhältnis von Moderator-zu-Brennelementkugel 1:2 und die Core-Höhe 99 cm, bei LEUPRO-2 beträgt das Verhältnis von Moderator-zu-Brennelementkugel 2:1 und die Core-Höhe 138 cm. Bei dem LEUPRO-1-Benchmark-Problem mit Wassereinbruch wurde 20 Volumenprozent Wasser in den Kugelzwischenräumen angenommen.

Im Unterschied zu etwa den KAHTER-Experimenten wurde eine teilweise überarbeitete Datenbasis benutzt. So stammen z.B. die Resonanzdaten nun aus dem JEF-1 [JEF85]

Datensatz. Ferner wurden zwei neu erstellte, auf JEF-1 bzw. ENDF/B-V [KINS83] basierende Multigruppendatenbibliotheken [BROC89] eingesetzt, eine epithermische in einer 68 GAM-I Energiegruppenstruktur und eine thermische in einer 30 Gruppenstruktur. Die Diffusionsrechnung wurde mit dem Diffusionsprogramm CITATION [FOWL71] des V.S.O.P.-Systems zweidimensional in R-Z Geometrie durchgeführt. Die Variation des Spektrums wurde durch eine iterative Behandlung der Leckagerückwirkung berücksichtigt. Außer beim Wassereinbruch wurde bei den Benchmark-Fällen die Strömungskorrektur der Diffusionskonstanten nach Lieberoth [LIEB80] im Core berechnet. Diese Strömungskorrektur erniedrigte die k_{eff} -Werte für LEUPRO-1 bzw. LEUPRO-2 um $\Delta k = 0.004$ bzw. 0.005 . Im oberen Hohlraum wurde die Diffusionskonstante nach einem Verfahren von Gerwin und Scherer [GERW79] berechnet.

Zu Beginn der Rechnungen zeigten die V.S.O.P.-Ergebnisse für das ganze Reaktormodell deutliche Unterschiede zu den Werten anderer Teilnehmer – die k_{eff} -Werte waren im LEUPRO-1 und LEUPRO-2-Benchmark-Problem bis zu 2% niedriger – und auch eine Sensitivitätsanalyse [OHLI92] konnte diese Unterschiede nicht aufklären. Daher wurden ähnliche Programme des ISR GAMTHER/CITATION [DARV69] zum Vergleich herangezogen. Diese Kombination besteht aus Einzelversionen der V.S.O.P. Module und entspricht den Programmen, die bei KAHTER eingesetzt worden waren. Die k_{eff} -Werte, errechnet mit diesen Programmen, lieferten gute Übereinstimmung mit den Kritikalitätswerten der übrigen Beteiligten. Durch Vergleich der Ergebnisse stellte sich heraus, daß mehrere Gründe für die Abweichung der V.S.O.P.-Resultate verantwortlich waren, die aus der Art der Zusammenkopplung der Einzelmodule in V.S.O.P. herrührten und deshalb bei den Analysen mit den stand-alone-Versionen auch nicht aufgetreten waren. Darüberhinaus wurde deutlich, daß bei der Berechnung großer HTR-Reaktorsysteme mit hohen Temperaturen, wie sie bisher am ISR durchgeführt wurden, diese Effekte von nur untergeordneter Bedeutung sind. Bei den LEUPRO-Benchmark-Problemen mit ihrem kleinen, kalten Kugelhaufencore und dem ein Meter dicken Seitenreflektor haben sie jedoch einen erheblichen Einfluß auf die Kritikalitätsrechnungen. Die Korrektur in V.S.O.P. bewirkte dann eine Erhöhung von k_{eff} um maximal $\Delta k \sim 0.023$. Danach erhielt man eine gute Übereinstimmung mit den Durchschnittswerten aller anderen CRP-Teilnehmer.

Durch die Teilnahme an dem IAEA-CRP konnten durch den Vergleich der standardisierten Benchmark-Rechenergebnisse Ungenauigkeiten und Fehler im V.S.O.P.-System gefunden und korrigiert werden. Die weiteren begleitenden Rechnungen für die Benchmark-Probleme LEUPRO-3 bis LEUPRO-6 sollten sukzessive mit der Durchführung der zugehörigen Experimente erstellt werden.

Eine zügige Durchführung der Experimente, um die Verifikation bzw. Falsifikation der Rechenergebnisse festzustellen, wird angestrebt. Anhand von auftretenden Diskrepanzen zwischen Rechenergebnis und Meßergebnis könnten dann weitere Fehlerquellen in den Berechnungsmethoden bzw. Experimenten untersucht und korrigiert werden.

	PSI	V.S.O.P.	GAMTHER CIT.	CRP Mittelwert
LEUPRO-1				
Einheitszellrechnung				
$k_{\infty}(B^2 = 0)$	1.712	1.721	1.721	1.716
$k_{\infty}(B^2_{crit})$	1.660	1.676	1.677	1.669
Reaktormodellrechnung				
k_{eff}	1.0235	1.0187	1.0179	1.0248
$H_{crit}(cm)$	92.57	93.96	94.00	92.29
Produktion / Absorption	1.7577	1.7611	1.7626	1.7527
LEUPRO-1 20% H ₂ O				
Einheitszellrechnung				
$k_{\infty}(B^2 = 0)$	1.591	1.594	1.596	1.596
$k_{\infty}(B^2_{crit})$	1.574	1.579	1.582	1.578
Reaktormodellrechnung				
k_{eff}	1.1158	1.1201	1.1205	1.1162
$H_{crit}(cm)$	68.69	67.80	67.80	68.60
Produktion / Absorption	1.5956	1.5975	1.5991	
LEUPRO-2				
Einheitszellrechnung				
$k_{\infty}(B^2 = 0)$	1.748	1.751	1.751	1.752
$k_{\infty}(B^2_{crit})$	1.709	1.717	1.718	1.716
Reaktormodellrechnung				
k_{eff}	0.9950	0.9834	0.9840	0.9983
$H_{crit}(cm)$	140.26	145.70	145.65	138.54
Produktion / Absorption	1.7567	1.7582	1.7588	1.7532

Tab. 2. Ergebnisse für die Einheitszelle und das Reaktormodell

5.2 Zur Validierung von HTR-2000

(H. Werner)

Die Auslegung eines Reaktors und Vorhersage seines Betriebs- und Störfallverhaltens erfordern Rechenmodelle, die durch Experimente abgesichert sein müssen. Nur in Anwendung derart validierter Verfahren können die wesentlichen Vorzüge eines Reaktortyps in optimaler Weise genutzt werden. Der Möglichkeit, auch langfristige Prognosen über das Reaktorverhalten mit hinreichender Genauigkeit zu erhalten, kommt außerdem seitens des Betreibers besondere Bedeutung zu, wenn z.B. die Reaktorfahrweise geändert oder der Brennstoffkreislauf umgestellt werden soll.

Der AVR-Reaktor, Prototyp des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors, begann im Herbst 1967 sein Leistungsprogramm und wurde nach über 20-jährigem erfolgreichen Betrieb im Jahre 1989 endgültig abgeschaltet. Aus der Lebensgeschichte dieses Versuchsreaktors konnten viele wertvolle Erfahrungen und Erkenntnisse gewonnen werden. Die wissenschaftliche Auswertung zahlreicher, am AVR durchgeführter Versuche ermöglichte eine stetige Weiterentwicklung der Rechenverfahren, die zur Simulation des corephysikalischen Verhaltens von Beginn der Leistungsfahrt an eingesetzt wurden. Dabei wurde die im vergangenen Jahrzehnt rasch fortschreitende Entwicklung der elektronischen Datenverarbeitung wesentlich genutzt.

Das Programmsystem HTR-2000 kann als Endprodukt dieser Entwicklung betrachtet werden. Es ist einerseits aus der Geschichte des AVR heraus entstanden, andererseits wurde es stets an Betriebsergebnissen und an Experimenten, die mit dem AVR durchgeführt wurden, gemessen und validiert. Als ein für eine zufriedenstellende Langzeitsimulation unbedingt erforderliches Prinzip hat sich dabei die Einbeziehung der durch den Betrieb vorgegebenen Randbedingungen in das theoretische Modell herausgestellt.

Im folgenden sollen anhand einiger Beispiele die Vorgehensweise und der Stand und die Qualität der Validierungsmaßnahmen für HTR-2000 beleuchtet werden.

Kugel-Fließverhalten

Eine wesentliche Verbesserung der Meßmethodik war die 1981 eingesetzte Abbrandmessung der Betriebselemente nach der Aktivitätsmeßmethode. Hierbei wird die Photonenaktivität geeigneter Nuklide gemessen, die über den Abbrandzustand und den Typ des jeweiligen Betriebselementes auswertbare Informationen liefern. Als Indikatoren wurden bei der Messung die Photonenpeaks der Nuklide ^{137}Cs und ^{233}Pa ausgewertet. Mit ^{137}Cs konnte eine Bestimmung des Abbrandes, mit ^{233}Pa eine Aussage über die Quantität von ^{232}Th im Brennelement getroffen werden.

Die erweiterten Möglichkeiten, Meßergebnisse in die Simulationsrechnung einfließen zu lassen und die Schwierigkeit, diese den älteren Konzepten überzustülpen, führten zu den Überlegungen, eine neue Simulationskonzeption zu entwickeln. Diese sollte den Vorteil haben, Meß- und Simulationsergebnisse direkt miteinander vergleichen zu können. So wurde in HTR-2000 die Möglichkeit vorgesehen, bis zu 9 Brennelementtypen innerhalb von 50 Abbrandklassen zu verfolgen, wobei die im Betrieb gemessenen 100 Kanalsignale

entsprechend kondensiert werden. Die Beschickung der Betriebselemente über die äußeren Förderrohre und das zentrale Rohr wurden bei der Simulation realisiert.

	Anzahl der Cp Typen	Brennstoff	Anreicherung %	Kerndurch- messer der Cp μm	Masse ^{235}U ^{232}Th Uges g
GFB 3	2	UC2 ThO2	93 -	198 500	1.0 5.0 1.075
GFB 4-5	2	UC2/UCO ThO2	93 -	198 500	1.0 5.0 1.075
GK	1	(UTh)C2	93	400	1.0 5.0 1.075
GO	1	(UTh)O2	93	400	1.0 5.0 1.075
GLE 1	2	UO2 UO2	15 U nat	600 600	1.32/0.08 - 20.0
GFB 1-2	2	UO2 ThO2	93 -	207 600	1.0 10.0 1.075
GO-THTR	1	(UTh)O2	93 -	207 600	0.96 10.2 1.033
GLE 3	1	UO2	10.0	500	1.0 - 10.0
GLE 4	1	UO2	16.7	500	1.0 - 6.0

Tab. 3. Brennelementtypen im AVR

Gleichzeitig mit der Inbetriebnahme der Abbrandmeßeinrichtung wurde ein neuer Brennelementtyp mit niedrig angereichertem Uran als Brennstoff eingesetzt. Da der AVR als Testbett für ständig verbesserte Brennelementkonzepte eingesetzt wurde, waren einschließlich des neuen Typs die ersten sieben in Tab. 3 aufgeführten Brennelemente im Einsatz. Mit der Abbrandmeßeinrichtung konnten drei Typenklassen, hier Protactiniumklassen (PA1,PA2,PA3) genannt, unterschieden werden, bei denen die Inventare an Thorium variierten. Hierdurch ergab sich die Möglichkeit in einem Simulationsmodell die Bewegung der Brennelemente nachzuvollziehen. Die Bahnen der Elemente durch das Core wurden Experimenten entnommen, die an einem Glasmodell im Maßstab von 1:7 durchgeführt worden waren [BBK69]. Die Geschwindigkeitsfunktion in radialer Richtung wurde aus verschiedenen Experimenten extrahiert. So konnte die für den AVR Reaktor zutreffende Geschwindigkeitsverteilung durch den Vergleich der gemessenen und gerechneten Austrittsspektren der Betriebselemente ermittelt werden. Abb. 7 auf Seite 46 zeigt die Gegenüberstellung der Spektren von Betriebsele-

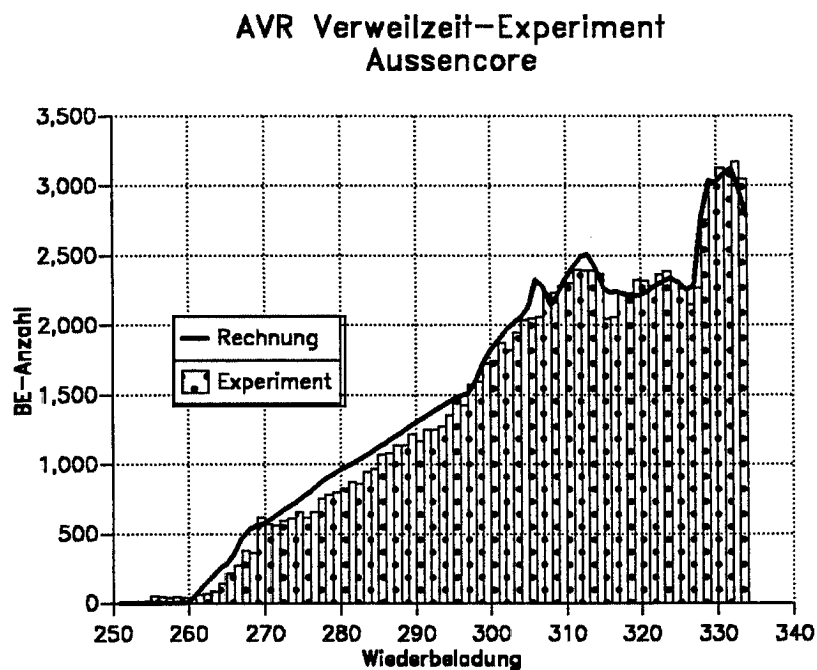


Abb. 7. AVR-Kugelfließexperiment (I) Verweilspektrum im Außencore

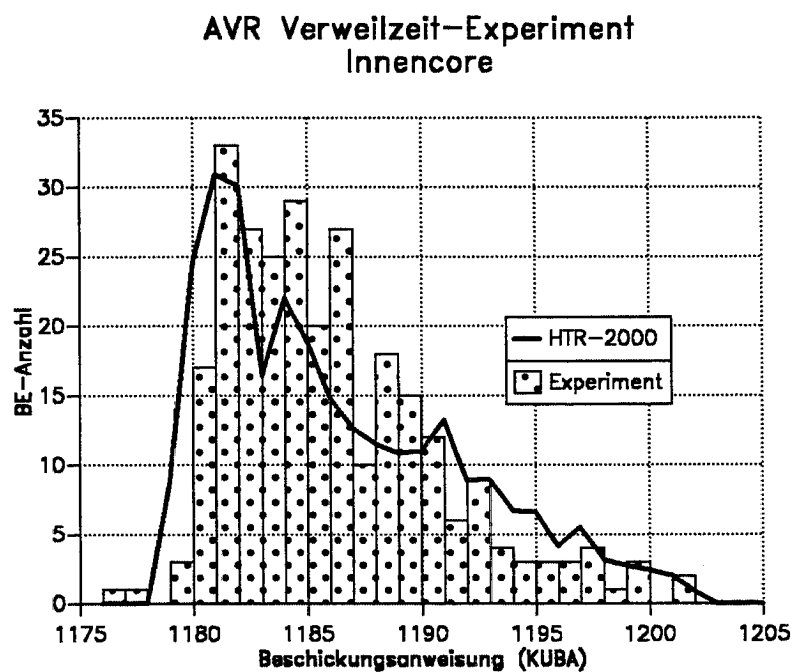


Abb. 8. AVR-Kugelfließexperiment (II) Verweilspektrum im Innencore

AVR 9-Kanal Modell

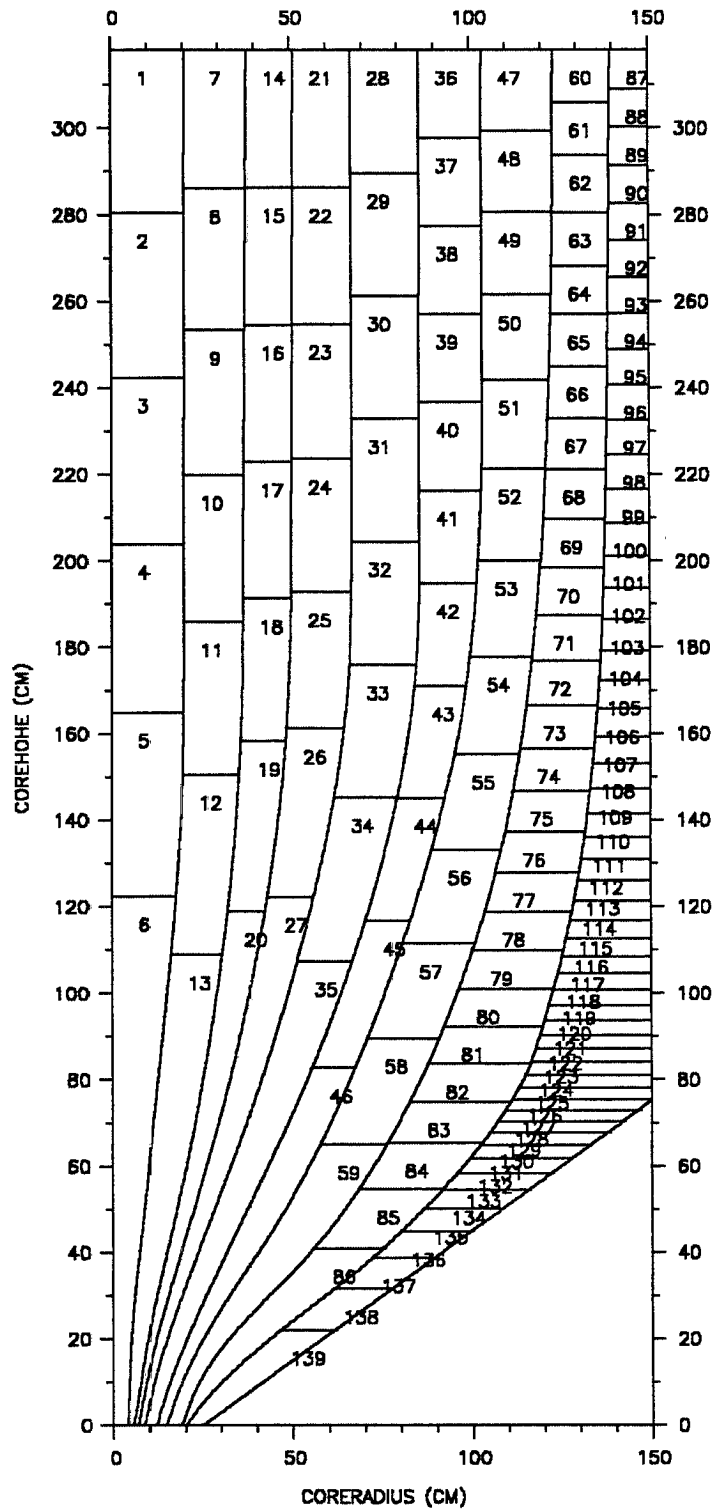


Abb. 9. AVR-9-Kanal-Modell

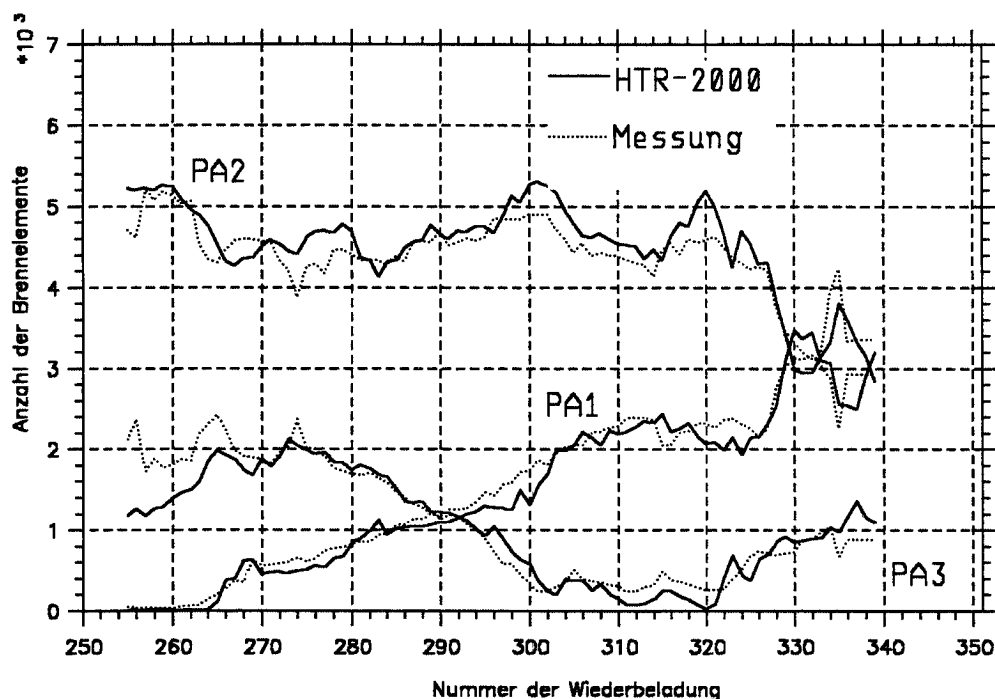


Abb. 10. Protaktiniumklassen im AVR

menten, die über die äußeren Förderrohre zugegeben wurden, mit Ergebnissen aus der Simulation. Ein entsprechender Vergleich für Brennelemente, die dem inneren Corebereich zugegeben wurden, ist in Abb. 8 auf Seite 46 aufgezeigt. In den Abbildungen bedeuten eine KUBA (Kugel-Umwälz-Betriebs-Anweisung) eine umgewälzte Kugelmenge von 1800 und eine WB (Wiederbeladung) das vierfache dieser Menge.

Wie aus den Diagrammen zu ersehen ist, liegt eine hinreichend gute Übereinstimmung zwischen Simulation und Messung vor.

Die Simulation wurde in einer Feinheit von 250 Fließkanälen und einer Unterteilung von 27500 Teilvolumina durchgeführt, so daß ein Kontinuum nachgebildet wurde. Aus dieser Feinheit wurde für HTR-2000 ein Modellgitter extrahiert, das 9 Fließkanäle und eine Unterteilung von 136 Gebiete enthält (Abb. 9 auf Seite 47). Mit dem so ausgestatteten HTR-2000 sind betriebsbegleitende Rechnungen über einen Zeitraum von Juli 1981 (WB254) bis Dezember 1988 (WB334) durchgeführt worden, wobei als Datenbasis eine Betriebselementverteilung zugrunde gelegt wurde, die aus dem bis dahin benutzten Code AVR-80 extrahiert und entsprechend modifiziert worden ist. Ein Vergleich zwischen den durch die Abbrandmeßeinrichtung detektierten Brennelementen der verschiedenen Protactiniumklassen und den Ergebnissen der Simulationsrechnung ist in Abb. 10 dargestellt. Auch hier ist eine sehr gute Übereinstimmung festzustellen, woraus u.a. geschlossen werden kann, daß die Simulation des Kugelfließens mit hinreichender Genauigkeit gelungen ist.

Abbrandberechnung und Plutoniumaufbau

Die Entscheidung, beim HTR den Brennstoffzyklus mit Thorium und hochangereichertem Uran zu verlassen und niedrig angereichertes Uran als Brennstoff einzusetzen, rückte die Frage nach dem Aufbau der Plutoniumisotope in den Vordergrund. War diese Problematik bisher beim Einsatz von hochangereichertem Uran wegen der geringen Menge des Uranisotopes ^{238}U , der wesentlichen Quelle der Plutoniumisotope, von untergeordneter Bedeutung, so ließ die zu erwartende Menge an Plutonium beim niedrigangereicherten Zyklus die Frage nach einer validierten Quantifizierung der errechneten Werte an Bedeutung gewinnen. Die Umstellung des Brennstoffeinsatzes beim AVR bot die Gelegenheit, Brennelemente mit niedrig angereichertem Uran nach einer bestimmten Bestrahlungszeit auszusondern, den Inhalt chemisch zu untersuchen und so Messung mit Rechnung zu vergleichen. Grundsätzlich besteht die Schwierigkeit bei der Durchführung solcher Versuche in der Zuordnung von berechnetem und experimentell ermitteltem Ergebnis, da beim AVR der Brennstoff nicht ortsfest während des Einsatzes im Reaktorcore verbleibt, sondern mit den Brennelementen bei der Bestrahlung durch das Core wandert. Die gemessenen Werte werden aufgrund des chemischen Aufschlusses von Brennelementen, die dem Reaktor entnommen wurden, gewonnen, ohne daß von vornherein ein Bezug zu ihrer Bestrahlungsgeschichte hergestellt werden kann. Um dieser Schwierigkeit zu begegnen, sind in einem Experiment Brennelemente so gezielt dem AVR Reaktor zugegeben worden, daß sie nach einem Durchlauf beim Passieren der Abbrandmeßinrichtung eindeutig zu erkennen waren und ausgesondert werden konnten. Zudem waren die Elemente zusätzlich mechanisch vor der Zugabe gekennzeichnet worden, so daß bei der Inspektion dieser Elemente in den heißen Zellen der KFA die Identifizierung zweifelsfrei erfolgen konnte. Da die Zeitpunkte der Zugabe und der Entnahme bekannt waren, konnte mit der Kenntnis der Leistungsfahrt des Reaktors in diesem Zeitabschnitt auch die Bestrahlungsgeschichte für die Rechnung als bekannt vorausgesetzt werden.

Die rechnerische Simulation des Reaktorgeschehens erfolgte mit dem Programmzyklus HTR-2000. Um Einzelschicksale unterschiedlicher Brennelemente bei vorgegebener Leistungsfahrt betrachten zu können, wurde das Abbrandprogramm ORIGEN-JÜL [RÜTT93] mit HTR-2000 zu dem Programmzyklus HTROGEN verknüpft. Die hierbei verwendeten Daten basieren auf der ursprünglichen ORIGEN-Library [ORIG76], die durch ENDF/B-IV-Daten [GAR75] ergänzt wurde. Die zur Berechnung der jeweiligen Reaktionsraten benötigten Wirkungsquerschnitte und Neutronenflüsse müssen für den betrachteten Zeitraum zur Verfügung gestellt werden. Dies erfolgt durch Markierung der Brennelementbahn durch das Reaktorcore und der Zusammenstellung der damit verbundenen Flüsse und Wirkungsquerschnitte aus Ergebnissen von Berechnungen mit HTR-2000 zu einer Datenmatrix. Diese fließt dann als Grundlage in die ORIGEN-JÜL Rechnungen ein.

Die Meßwerte [BROW90, FALT93] wurden durch Desintegration der Brennelemente mit Hilfe einer elektrolytischen Methode gewonnen. Die Brennstoffanalytik erfolgte nicht am kompletten Brennstoffinventar einer Kugel, sondern an einer beschränkten Anzahl von Brennstoffteilchen (coated particles). Da innerhalb der Kugel sowohl Flußgradienten als auch Temperaturgradienten auftreten, sind Inventargradienten zu beachten. Die elektrolytische Profildesintegration erlaubt die ortsspezifische Entnahme von Brennstoffteilchen aus den Brennelementkugeln: Für die nachstehenden Untersu-

chungen wurden jeweils fünf Teilchen aus den Kugelzonen "Rand" (Kugelradius ca. 2.2 cm), "Mitte" (Kugelradius ca. 1.2 cm) und "Zentrum" (Kugelradius < 0.8 cm) herangezogen. Die Brennstoffteilchen wurden gamma-spektrometrisch gemessen und anschließend mechanisch in Kern und Beschichtung getrennt. Die Kerngewichte wurden mit einer Mikrowage bestimmt. Jeweils fünf Kerne wurden gemeinsam in einem Gemisch aus Salpetersäure und Salzsäure aufgelöst. Von diesen Proben wurden Aliquote entnommen und mit Spikelösungen versetzt. Mit Hilfe der Gefrierextraktion wurden Uran und Plutonium abgetrennt, bei Neodym erfolgte zusätzlich eine Ionenaustausch-Chromatographie. An den abgetrennten Proben wurden sowohl die Isotopenhäufigkeit als auch die Absolutmengen dieser Elemente massenspektrometrisch bestimmt. Die Ergebnisse für ^{238}Pu wurden durch alpha-spektrometrische Messungen zusätzlich abgesichert.

In der Tabelle Tab. 4 sind die wesentlichen Ergebnisse dargestellt.

	Mittelwert - Messung -	Standard- abweichung - Messung -	Rechnung
Abbrand (fima) Massen-Spektrometrie	3.48 %	$\pm 0.03 \%$	3.8
Abbrand (fima) Gamma- Spektrometrie	3.57 %	$\pm 0.11 \%$	3.8
^{234}U (mg / BE)	7.68	± 0.12	7.77
^{235}U (mg / BE)	761.17	± 12.34	744.10
^{236}U (mg / BE)	44.41	± 0.87	47.30
^{238}U (mg / BE)	4,912.47	± 51.99	4,921.10
^{238}Pu (mg / BE)	0.0184	± 0.0003	0.02081
^{239}Pu (mg / BE)	18.5	± 0.4	17.79
^{240}Pu (mg / BE)	4.04	± 0.05	3.909
^{241}Pu (mg / BE)	0.73	± 0.02	0.657
^{242}Pu (mg / BE)	0.056	± 0.001	0.0559

Tab. 4. Plutonium Experiment im AVR (GLE4)

Wie aus dieser Tabelle zu entnehmen ist, sind zwei Abbrandwerte für die Experimentdaten angegeben. Zum einen sind zur Ermittlung des erzielten Abbrandes die massenspektrometrisch ermittelten Gewichte von ^{148}Nd und ^{150}Nd herangezogen worden; zum anderen ist der Abbrand aus der Aktivitätsmessung des Nuklides ^{137}Cs bestimmt worden. Der Unterschied beträgt lediglich 2.5%. Bei den Modellrechnungen mit HTR-2000 ergab sich ein mittlerer Wert von 3.8% fima, wobei entsprechend der vorge-

gebenen Verweildauer ein Weg durch den zentralen Bereich des Cores angenommen wurde. Im Vergleich zu den aus Messungen ermittelten Abbrandwerten ergibt sich mit einer maximalen Abweichung von 9% eine hinreichende Übereinstimmung.

Bei den Plutonium-Isotopen ist eine maximale Differenz von 14% für ^{238}Pu festzustellen. Alle anderen Abweichungen liegen unter 10%. Ein Vergleich der Uranisotope zeigt mit einer maximalen Differenz von 6% beim Isotop ^{236}U eine sehr gute Übereinstimmung. Insgesamt ergibt sich aus dieser Gegenüberstellung von gemessenen Experiment- und errechneten Modellwerten eine recht gute Übereinstimmung.

Wie aus den Resultaten in der Tabelle zu ersehen, ist der bei diesem Experiment erreichte Abbrand von ca. 3.6% fima im Vergleich zum Zielwert von 15% bis 18% fima gering. Um eine größere Vergleichsbasis zu erhalten, wurden deshalb weitere Untersuchungen durchgeführt.

Bei den folgenden Experimenten ist die Beschränkung auf Brennstoff mit niedrig angereichertem Uran aufgehoben worden. Die Untersuchungen wurden auf Brennelemente mit hochangereichertem Uran als Brennstoff ausgeweitet, wobei hier die Frage nach dem Aufbau des Plutoniumisotopes ^{238}Pu im Vordergrund stand. Dieses Isotop hat zwei Entstehungspfade. Die Quellen sind die Uranisotope ^{235}U auf der einen Seite und ^{238}U auf der anderen, wobei die Entstehungsrate aus ^{235}U um den Faktor 200 bis 400 größer ist als aus ^{238}U . Da beide Pfade über mehrere Zwischenglieder ablaufen, kommt es erst bei höheren Abbränden zu signifikanten Mengen an ^{238}Pu .

Um diesem Sachverhalt auf den Grund zu gehen, wurden sechs Brennelemente des Typs GO (vgl. Tab. 3 auf Seite 45) untersucht, drei Elemente des Typs GLE-4 und eines des Typs GLE-3. Die Schwierigkeit beim Vergleich der gemessenen Resultate mit den Rechenwerten besteht, wie oben angeführt, in der unsicheren Kenntnis über die exakte Abbrandgeschichte der Brennelemente und der genauen Anfangsbeladung hinsichtlich der Isotopenzusammensetzung (Urananreicherung). Für die Simulation wurde angenommen, daß die Brennelemente sich zunächst im äußeren Corebereich nach der Zugabe bewegen und nach einer gewissen Zeit sich im inneren Bereich aufhalten. Alle Ergebnisse sind in den Abb. 11 auf Seite 52 bis Abb. 17 auf Seite 55 noch einmal zusammengestellt. Die experimentellen Resultate sind dabei mit "SEIBERSDORF" bzw. "HARWELL" bezeichnet.

Aus diesen Darstellungen läßt sich eine im allgemeinen gute Übereinstimmung zwischen den Meß- und Rechenwerten sowohl bei den Uran als auch bei den Plutoniumisotopen ablesen. Scheinbare Probleme ergaben sich bei der Betrachtung der Nuklide ^{234}U und ^{238}U für die untersuchten GO Brennelemente. Hier lag zunächst eine scheinbare Inkonsistenz zwischen Messung und Rechnung vor. Die Erklärung liegt jedoch bei den unterschiedlichen Urananreicherungen der Brennstoffe, die bei der Herstellung der Brennelemente vom Typ GO zur Anwendung kamen. So sind Anreicherungen zwischen 91% und 93% eingesetzt worden. In Abb. 15 auf Seite 54 sind die Ergebnisse von Brennelementen mit unterschiedlicher Anreicherung für die ^{234}U -Produktion eingetragen, was zu einer befriedigenden Übereinstimmung zwischen Meß- und Rechenwert führt.

Wie Abb. 17 auf Seite 55 zeigt, konnte auch der theoretisch prognostizierte steile Anstieg der ^{238}Pu Konzentration mit hinreichend guter Genauigkeit anhand der experimentellen Daten verifiziert werden.

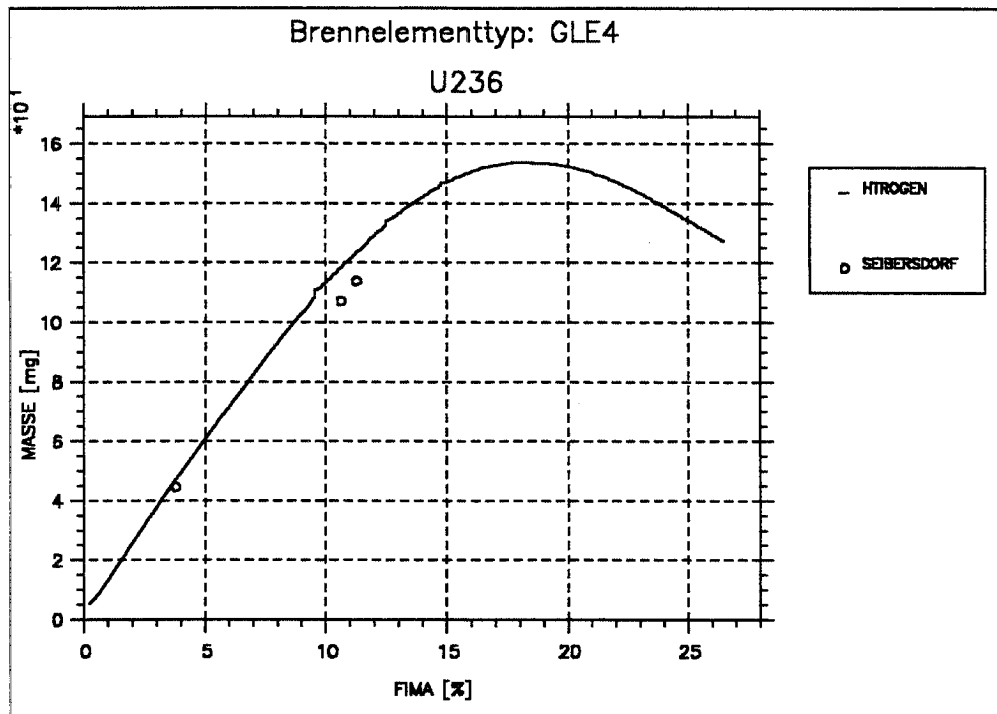


Abb. 11. Produktion von ^{236}U im AVR-LEU Brennstoff

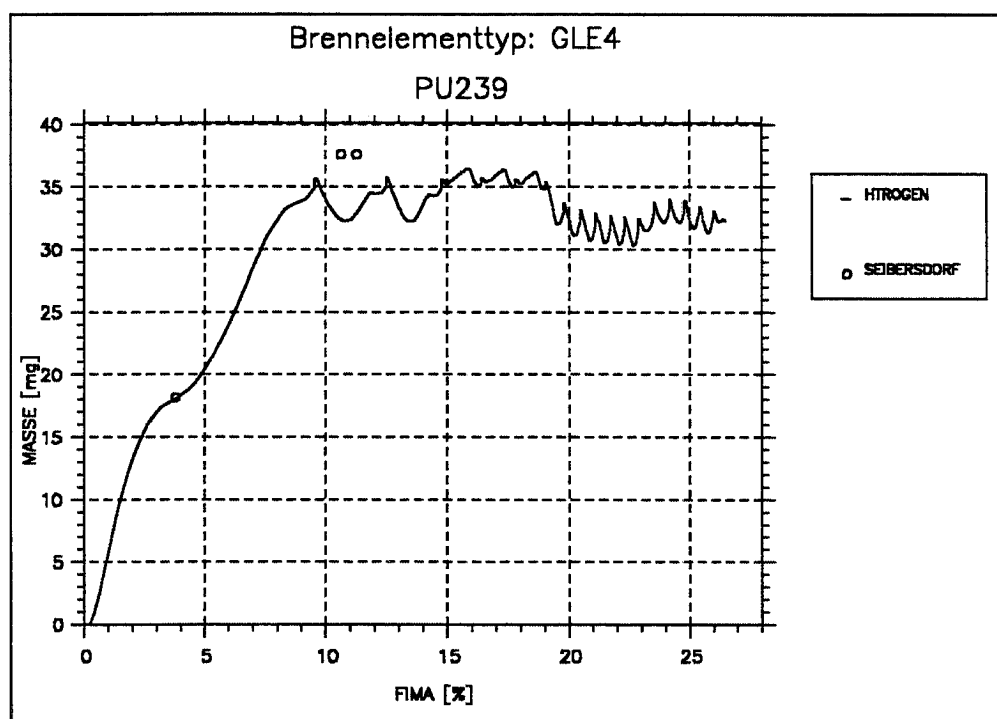


Abb. 12. Produktion von ^{239}Pu im AVR-LEU Brennstoff

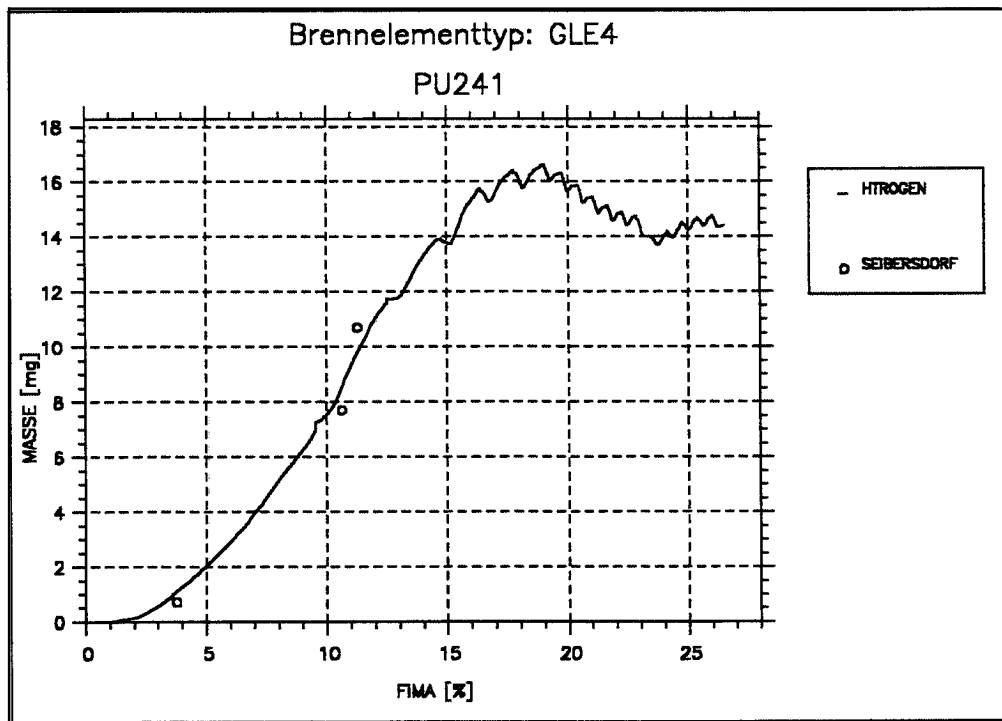


Abb. 13. Produktion von ^{241}Pu im AVR-LEU Brennstoff

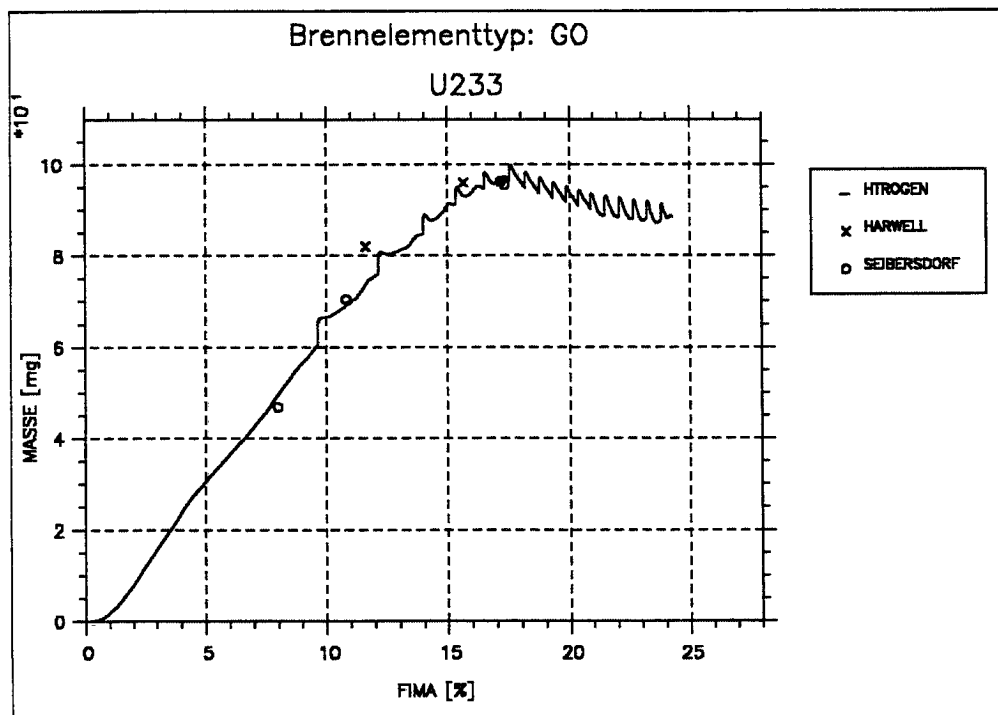


Abb. 14. Produktion von ^{233}U im AVR-HEU Brennstoff

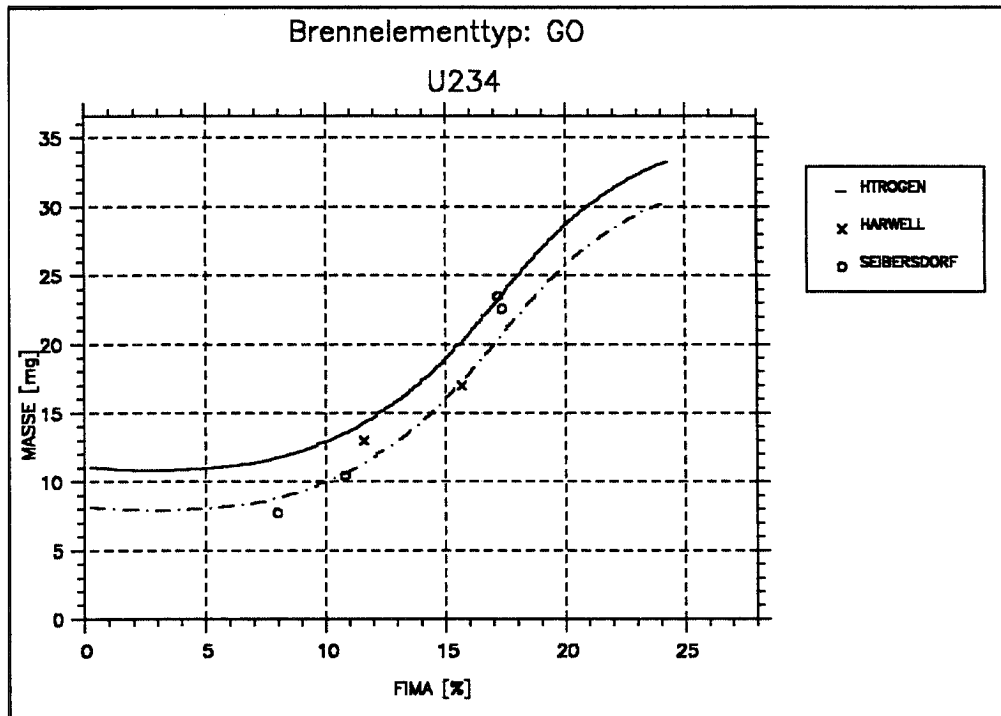


Abb. 15. Produktion von ^{234}U im AVR-HEU Brennstoff

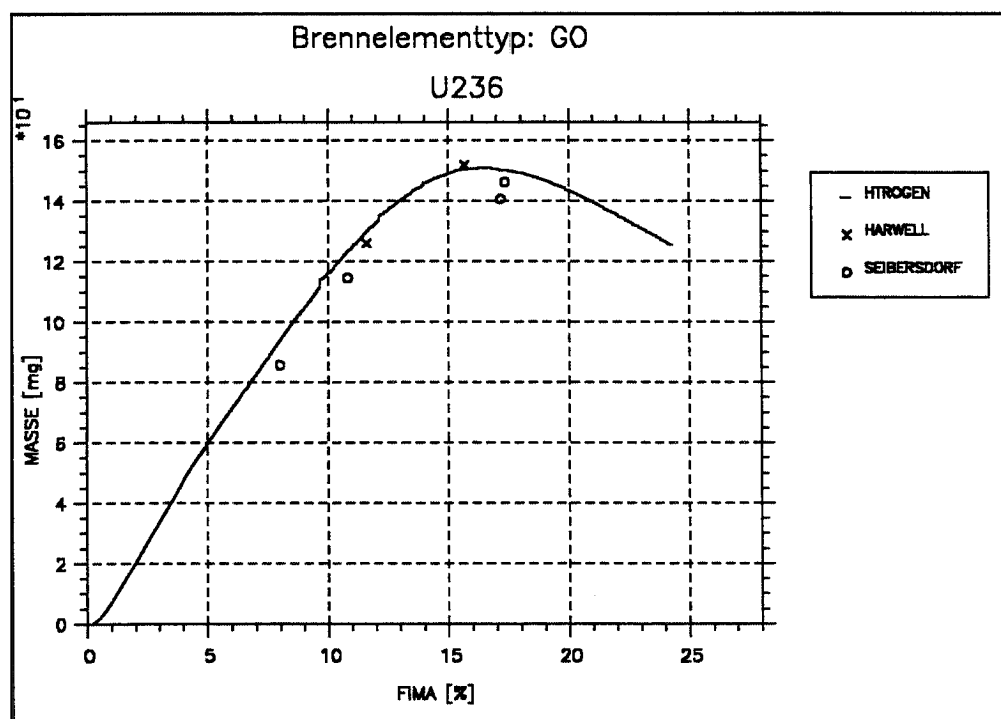


Abb. 16. Produktion von ^{236}U im AVR-HEU Brennstoff

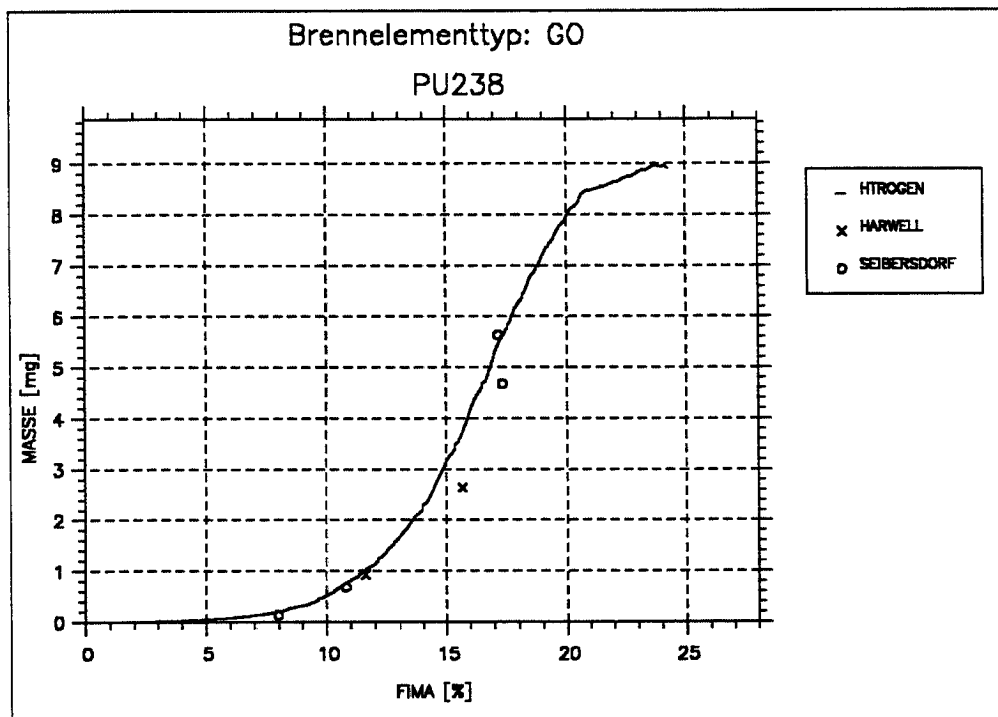


Abb. 17. Produktion von ^{238}Pu im AVR-HEU Brennstoff

Bestimmung von Unterkritikalität, Regelstabwirksamkeit und kaltem Temperaturkoeffizienten

Die Kenntnis der Unterkritikalität des abgeschalteten Reaktors ist für einen sicheren Betrieb des Reaktors ebenso wichtig wie die Bestimmung der Wirksamkeit der Regel- und Abschaltsysteme und der Reaktivitätskoeffizienten der Temperatur. Zu diesem Zwecke wurden beim AVR Reaktor zusätzlich zu der ständigen Reaktivitätsüberwachung in den betrieblichen Abschaltphasen des öfteren ausführliche Messungen des Reaktivitätszustandes durchgeführt. Dabei wurden im wesentlichen zwei Meßmethoden angewendet, nämlich die Periodenmessung mit Reaktivitätskompensation und die Stabfall-Methode.

Bei der Periodenmessung wird eine Steuerstabgruppe aus einem kritischen Zustand um einen gewissen Betrag ausgefahren und die Verdopplungszeit des Neutronenflusses gemessen. Diese ist ein Maß für den Reaktivitätsgewinn durch das Stabfahren. Der Reaktivitätsgewinn kann aus der Verdopplungszeit mit Hilfe vereinfachter Neutronendynamikgleichungen bestimmt werden. Durch geeignetes Gegenfahren anderer Stabgruppen wird diese Reaktivität dann kompensiert. Dadurch erfolgt eine schrittweise Eichung der Abschaltstäbe und gleichzeitig kann die Unterkritikalität des abgeschalteten Kerns ermittelt werden.

Bei der Stabfall-Methode wird der zeitliche Verlauf des Neutronenflusses während einer Reaktorabschaltung verfolgt. Dabei wird die voll ausgefahrene Kontrollstabbank ausgehend von einem kritischen Zustand schnell eingefahren. Aus dem Zeitverlauf des

Neutronenflußsignals kann dann mit Hilfe der inverskinetischen Gleichungen die zugehörige Reaktivität berechnet werden.

Der Temperaturkoeffizient des Reaktors im kalten, abgeschalteten Zustand wird bestimmt, indem die Unterkritikalität des Systems bei verschiedenen 'Kalt'-Temperaturen gemessen wird. Dabei wird ausgenutzt, daß der AVR durch externe Beheizung des Dampferzeugers und geeignete Steuerung der Gebläse in verschiedene, nahezu isotherme Zustände gebracht werden kann. Die Temperatur kann dabei im Bereich von ca. 40 °C bis 130 °C variiert werden. Zur Messung des Temperaturkoeffizienten werden zwei Temperaturwerte zwischen 90 °C und 130 °C benötigt. Für diese beiden Zustände wird die Unterkritikalität mit der kompensierten Periodenmessmethode bestimmt. Der Temperaturkoeffizient ist dann der Differentialquotient aus Unterkritikalität und Temperatur.

Diese Prozedur dauert normalerweise einen Tag und daher sind einige Korrekturen erforderlich wegen des Zerfalls einiger Nuklide wie etwa ^{233}Pa und ^{149}Sm . Die Berechnungen mit HTR-2000 verfolgten das Betriebsgeschehen des AVR hinreichend lange, sodaß ein verlässlicher Ausgangspunkt für die Mitte des Jahres 1988 durchgeführte Experimentenkampagne vorlag. Ein Vergleich der wichtigsten experimentellen Ergebnisse mit den berechneten Werten ist in Tab. 5 zusammengestellt.

Unterkritikalität ρ /%		
Datum	gemessen	berechnet
22. April 1988	2.027	2.055
3. Juli 1988	1.967	1.979
4. Juli 1988	1.663	1.675
Stabwirksamkeit ρ /%		
Datum	gemessen	berechnet
3. Juli 1988	7.07	7.08
Kalter Temperaturkoeffizient / (mNile/K)		
	gemessen	berechnet
	-10.1	-10.1

Tab. 5. Unterkritikalitätsmessungen am AVR in 1988: Vergleich gemessener und mit HTR-2000 berechneter Werte

Die Unterkritikalität wurde dreimal gemessen, zuerst 121.5 h nach Abschaltung des Reaktors bei einer Temperatur von 100 °C. Die zweite Messung erfolgte 78 Tage später bei einer eingestellten Temperatur von 125 °C, die dritte einen Tag später bei 95 °C. Die zweite und dritte Messung wurden zur Bestimmung des Temperaturkoeffizienten herangezogen. Bei 30 °C Temperaturdifferenz ergab sich eine Reaktivitätsdifferenz von 304 mNile. Daraus erhält man den Temperaturkoeffizienten zu $\Gamma = 10.1\text{E-}05$ 1/K. Der be-

AVR Abschaltung 1988

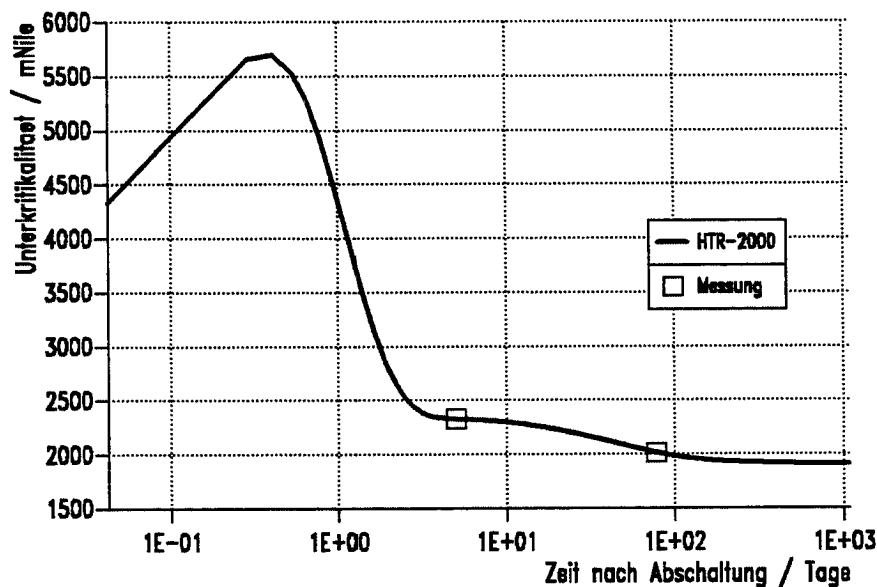


Abb. 18. AVR-Abschaltpause 1988 Zeitlicher Verlauf der Unterkritikalität. Zur Ermittlung des asymptotischen Wertes wurde die Rechnung über 1000 Tage durchgeführt.

rechnete Wert ist genauso groß, obwohl ein Unterschied von 12 mNile zwischen gemessener und gerechneter Unterkritikalität gefunden wurde.

Die Stabwirksamkeit wurde aus der Messung vom 3.7. 1988 hergeleitet. Die gemessene Unterkritikalität von 1967 mNile und der Reaktivitätsbeitrag aus Nuklidzerfällen von 5099 mNile ergeben zusammen eine gemessene Stabwirksamkeit von 7.07 Nile. Demgegenüber ergibt die Rechnung 7.08 Nile, was als hervorragende Übereinstimmung angesehen werden kann.

Zum Schluß ist in Abb. 18 der Verlauf der Unterkritikalität über die gesamte Abschaltperiode in 1988 dargestellt. Daraus ist auch ersichtlich, daß der Grenzwert der Unterkritikalität bei ca. 1.9 Nile gelegen hat.

Fazit

Die vorgestellten Beispiele machen deutlich, daß das Programmsystem HTR-2000 geeignet ist, ein breites Spektrum von Fragestellungen aus dem Auslegungs-, Betriebs- und Sicherheitsforschungsbereich von gasgekühlten Reaktoren zu bearbeiten. Die Vergleiche von gemessenen und mit HTR-2000 berechneten Schlüsseldaten belegen die Brauchbarkeit der verwendeten Methoden und die sehr zufriedenstellende quantitative Genauigkeit des Programms.

5.3 Zur Validierung von TINTE

(H. Gerwin, W. Scherer)

Das Programmsystem TINTE dient gemäß der Darstellung in Abschnitt 4.3 der Beschreibung der Dynamik des Primärkreises eines HTR. Entsprechend umfangreich und vielfältig sind auch die zugehörigen Validierungsarbeiten. Neben der Neutronenphysik sind die thermodynamischen und fluiddynamischen Module zu validieren. Eine besondere Herausforderung stellt die Validierung der Korrosionschemie dar. So ist denn auch das TINTE-Validierungsprogramm ein fortdauerndes, sich selbst dynamisch wandelndes Unterfangen.

Für die in diesem Bericht angesprochenen Fragen der temperaturgekoppelten Leistungstransienten wird wesentlich auf die Neutronenphysik, die Temperaturberechnungen und die Strömungsbestimmung Bezug genommen. Zur Validierung dieser Teile in TINTE liegt mit den dynamischen Experimenten am AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor) [AVR66] aus dem vergangenen Jahrzehnt ein hervorragendes Datenmaterial vor. Bei diesen Experimenten wurde die dynamische Reaktion eines Reaktors bei realen Betriebsbedingungen auf von außen eingebrachte Störungen des Reaktivitätsgleichgewichtes untersucht [WIMM87].

Dabei wurden einige Messungen zu verschiedenen Zeitpunkten wiederholt, um den Einfluß der Umstellung seines Betriebes vom hochangereicherten Uran-Thorium-Brennstoff (HEU) auf niedrig angereichertes Uran (LEU) insbesondere auch auf das transiente Verhalten zu erfassen. Diese Versuche boten eine wertvolle Hilfe für die Ertüchtigung und Validierung von Rechenverfahren für die Behandlung von Reaktortransienten, z.B. für das Dynamikprogramm TINTE.

Die dynamischen Versuche wurden entweder durch eine Veränderung der Gebläsedrehzahl oder durch eine Stabbewegung eingeleitet.

Mit den Drehzahlveränderungen können Transienten mit großen Leistungsänderungen erreicht werden. Allerdings ist die Änderungsgeschwindigkeit durch die Trägheit der Gebläse beschränkt.

Schnelle Transientenanregungen sind durch ein Einfahren der Stäbe zu erreichen. Die schnelle Anregung führt zu einem deutlichen Überschwingen der Reaktorleistung, insbesondere bei Leistungsanstieg.

Die Untersuchungen zum dynamischen Verhalten wurden am AVR in der Weise durchgeführt, daß nach der Anregung der Transienten der zeitliche Verlauf einiger Reaktorparameter beobachtet und mit einem schnellen Schreiber aufgezeichnet wurde. Dies ermöglichte eine spätere detaillierte Auswertung durch die Experimentatoren [WIMM87].

Erste Ergebnisse von Nachrechnungen zu diesen Versuchen mit einer frühen Version von TINTE sind in [SCHE87] eingeflossen.

Für die Nachrechnung der Experimente mit TINTE waren einige der aufgezeichneten Größen als Eingabeparameter notwendig. Andere, insbesondere die an der Reaktor-

instrumentierung gemessene Reaktorleistung (relativ zur Leistung zu Beginn der Transiente), werden in TINTE errechnet und mit den Meßergebnissen verglichen.

Dies macht deutlich, daß solche Validierungsrechnungen nur schlecht als Vorausrechnungen durchführbar sind. Vorausrechnungen wurden zwar auch durchgeführt. Sie können den tatsächlichen Verlauf aber immer nur qualitativ erfassen, denn die in der Vorausrechnung benutzten Randbedingungen können bei der Durchführung des Experimentes im allgemeinen nicht eingehalten werden.

Leider wurden bei der Konzipierung des AVR derartige Experimente nicht vorgesehen. Es sind nur wenige Meßstellen vorhanden und für einige wesentliche Größen stehen gar keine Meßvorrichtungen zur Verfügung. Für den Kühlgasmassenstrom gibt es z.B. keine Möglichkeit einer meßtechnischen Erfassung. Da dieser aber eine elementare Eingangsgröße für alle dynamischen Rechnungen ist, sind zusätzliche auf Näherungsannahmen basierende Rechnungen [KRÜG74, WAHL79] zu dessen Bestimmung notwendig.

Ähnliche Bedeutung, wie sie der Massenstrom für Drehzahltransienten hat, kommt der Wirksamkeit der Regelstäbe bei den durch Stabbewegung ausgelösten Transienten zu. Die hierfür notwendige S-Kurve der Stäbe kann aber nur im kalten Core gemessen werden. Für eine Benutzung im heißen Betriebszustand wird sie üblicherweise durch zusätzliche theoretische Überlegungen angepaßt. Dabei bleibt die Verformung des Flußverlaufs durch die axiale Temperaturverteilung unberücksichtigt: Im kalten Core liegt das Flußmaximum wegen des dort geringeren Abbrandes oben, im heißen wegen des Temperaturverlaufs unten. Über die Größe dieses systematischen Fehlers sind Aussagen nur schwer zu machen. Gegenüber der so aus Messungen abgeleiteten zeigt eine neuere, rechnerische bestimmte S-Kurve [THOM89] deutliche Abweichungen in ihrem Verlauf, insbesondere für fast ausgefahrene Stäbe. Gerade hier aber wurden die dynamische Stabfahrexperimente durchgeführt.

Für die Temperaturmessung stehen an einigen Stellen Thermoelemente zur Verfügung. So kann die Gaseintrittstemperatur als zuverlässig bekannt vorausgesetzt werden. Aber schon die Erfassung der Gastemperatur zwischen Core und Dampferzeuger ist problematisch. Zwar gibt es Thermoelemente auf einer Meßlanze angeordnet im Plenum zwischen dem oberen Kohlestein des Topreflektors und dem Dampferzeuger, doch zeigen diese einen nicht interpretierbaren radialen und in Transienten auch zeitlichen Temperaturverlauf an. Dies dürfte seine Ursachen in ihrer Positionierung haben, aus der sie zum kälteren Dampferzeuger hin Wärme abstrahlen und diese Wärme im wesentlichen aus dem vorbeiströmenden Gas aufnehmen müssen. Diese beiden Wärmetransportvorgänge verändern sich nach unterschiedlichen Gesetzmäßigkeiten, wenn die Temperaturen und vor allem die Strömungsgeschwindigkeit geändert werden. Dabei wird die Temperatur der Elemente beeinflusst. Nur mit diesen Überlegungen können gewisse Messergebnisse dieser Elemente während Transienten interpretiert werden.

Außer dem Gesamtdruck im Primärkreis können Druckdifferenzen zwischen einigen Punkten des Primärkreises recht genau gemessen werden. Unklar ist dabei, wie die statischen Druckdifferenzen zwischen Meßstelle und Differenzdruckmeßgerät durch die Temperaturen der Leitungen beeinflusst werden.

Die relative Reaktorleistung kann über die Betriebsinstrumentierung genau erfaßt werden. Da die Instrumentierung an günstiger Stelle liegt, unterscheidet ihre Anzeige sich nur wenig vom zeitlichen Verlauf der mittleren Spaltleistung im Core. Dies wird durch die Rechenergebnisse bestätigt.

Absolute Leistungsmessungen sind nur am Dampferzeuger möglich. Dazu muß dieser aber quasistationär betrieben werden. Nur dann kann die aufgenommene Leistung aus dem Durchsatz sowie der Speisewasser- und Dampftemperatur bestimmt werden.

Im stationären Betrieb ist die Reaktorleistung dieser Dampferzeugerleistung bis auf die Verluste durch die Behälterwand gleich.

Das AVR-Modell

Der AVR ist ein typisch dreidimensionaler Reaktor: Das Kugelfließen erfordert eine Z-Abhängigkeit und durch die Führungs-"Nasen" für die 4 Regelstäbe entsteht eine Azimutabhängigkeit.

Statische Berechnungen können diese komplizierte Geometrie berücksichtigen, für ein Dynamikprogramm wird dies jedoch zu zeitaufwendig. Zu Beginn der rechnerischen Verfolgung der stationären Reaktorgeschichte des AVR wurde jedoch auch darauf verzichtet [WAGE82], da der Aufwand für die wiederholten Flußbestimmungen während Abbrandrechnungen die damalige Rechnerkapazität überstieg.

Das damals gewählte 2-d-Modell sollte in der Lage sein, die Stabwirksamkeitsbestimmung zu ermöglichen. Dazu wurden die vertikalen Stäbe durch Stabringe gleicher Oberfläche abgebildet, die übereinander angeordnet wurden. Aus dem Grafit der vertikalen Nasen wurden Scheiben um diese Stabringe modelliert und das Kugelfließen durch sprunghaftes Vorrücken über diese Grafitscheiben weg simuliert.

Ein solches 2-d-Modell ist für TINTE-Rechnungen nicht benutzbar: Die Grafitscheiben unterbinden eine Gasströmung. Für TINTE wurde stattdessen ein Modell gewählt, in dem der Grafit der Nasen zu einem Hohlzylinder zusammengefaßt wird, der im Innern des Cores um die tatsächliche Stabposition herum, freistehend angeordnet ist. In ihm können die Stäbe auf richtiger radialer Position als grauer Vorhang in den Grafit eingebettet, modelliert werden. Es ist jedoch in diesem Modell unmöglich, die thermische Kopplung des Grafits der Nasen an den Reflektor zu berücksichtigen. Um seine rechnerische Überhitzung zu vermeiden, muß die im Grafit deponierte "nichtlokale" Wärme durch eine "Grenzschicht"-kopplung (vgl. [GERW87], Abschnitt 6.5) direkt an das Kühlgas abgegeben werden, wobei zusätzlich die Wärmeleitfähigkeit entsprechend den Leitungsweg- und Kontaktoberflächenveränderungen durch die Modellierung anzupassen ist.

Die Behinderung eines radialen Druckausgleichs ist weniger gravierend, sie kann mit dem Modellgebiet "Azimutale Einbauten" (vgl. [GERW87], Abschnitte 7.1.5 und 8.1.5) oder alternativ mit Hilfe des ergänzend eingeführten Netzwerkes befriedigend simuliert werden.

Die nuklearen Berechnungen beschränken sich auf die Teilbereiche des Modells bis zur Reflektor- (einschließlich Kohlestein-) Außenkante. In den durchströmten Reflektorteilen werden die Strömungskanäle durch eine Behrenskorrektur berücksichtigt.

Das Neutronenstreaming im oberen Hohlraum wird nach dem diffusionstheoretischen Simulationsverfahren mit richtungsabhängigen effektiven Diffusionskonstanten behandelt [GERW79].

Um im Core eine dem Lösungsverfahren angepaßte Grobmaschenstruktur zu ermöglichen, wurde das Core in nur 19 Coreregionen unterteilt. Für diese wurden die Nuklidvektoren aus den von AVR [WERN89] übernommenen Nuklidkonzentrationen in einer feinmaschigen Corestruktur durch eine räumliche Mittelung gewonnen. Es hat sich gezeigt, daß die Polynomentwicklung der Zwei-Gruppen-Querschnitte, wie sie als Eingabe für TINTE notwendig ist, und vorher aufbereitet werden muß, mit besonderer Sorgfalt erfolgen muß.

Die für die im folgenden beschriebenen Rechnungen benutzten Nuklidvektoren stammen zum Teil aus vorläufigen Ergebnissen einer neueren Berechnung der Reaktorgeschichte des AVR [WERN89] oder aus älteren Abbrandrechnungen [WAGE82].

Der stationäre AVR-Zustand

Der AVR weist eine sehr große Flexibilität in seiner Betriebsweise auf. Dies beweisen nicht nur seine in den letzten Jahren problemlos durchgeführte Umstellung von HEU- auf LEU-Brennstoff und der Betrieb mit 950°C Gasaustrittstemperatur über einige Jahre hinweg. Es ist auch kurzfristig möglich, durch veränderte Gebläsedrehzahl, unterschiedliche Umwälz- und Beladegeschwindigkeit und gegebenenfalls durch Korrektur der Stabstellung zu anderen Betriebszuständen zu wechseln.

Als Folge dieser vielen Möglichkeiten lag zu Beginn einer jeden Transiente ein anderer Betriebszustand vor, entweder im Hinblick auf den Versuch ausgewählt, oder aus der Vorgeschichte erwachsen.

Es wurde immer angestrebt, daß dieser Zustand mindestens zwei Tage vor Versuchsbeginn unverändert gefahren wurde, damit sich nicht nur die Temperaturen, sondern vor allem auch die ^{135}Xe -Konzentration im Gleichgewicht befanden.

Ein solcher stationärer Zustand ist definiert durch die Dampferzeugerleistung, Gaseintrittstemperatur, Gebläsedrehzahl, Druck und Druckabfall.

Aus den letzten Angaben ist ein Massenstrom mittels einer Modellrechnung zu bestimmen. Das benutzte AVR-Modell, das auch den Dampferzeuger als Wärmesenke enthält, bildet den Kühlgasstrom von einem Quellgebiet am Gebläseaustritt bis zu einem Senkengebiet am Ansaugstutzen ab. Es sollte deshalb eine Gastemperatur in der Senke liefern, die etwa zwei Grad unter der Gaseintrittstemperatur (hinter dem Gebläse) liegt, weil das Gas bei der Kompression um diesen Betrag erwärmt wird. Um dies zu erreichen, ist die nukleare Gleichgewichtsleistung entsprechend anzupassen.

Diese Anpassung kann nur so genau sein, wie die Wärmeverluste an den Behälter beschrieben werden können. Der exakte Wert der nuklearen Leistung ist aber sowohl für

den Reaktorbetrieb, als auch für die Berechnung der Transiente nicht so wesentlich. Hier beeinflusst er lediglich das ^{135}Xe - und Nachwärmeniveau geringfügig.

Drehzahltransienten am AVR

Wie kein anderer Reaktortyp, bietet der HTR die Möglichkeit, die Leistung ohne den Einsatz von Regelgiften zu verändern. Dies wurde schon früher am AVR demonstriert und wird mit den Gebläsedrehzahltransienten erneut gezeigt.

Bei diesen Transienten wurden die Gebläsemotoren so schnell, wie es geht, auf ca. 50 % oder ca. 80 % ihrer Ausgangsdrehzahl heruntergefahren.

Die dabei reduzierte Wärmeabfuhr durch das Kühlgas führt zu einer Erhöhung der Brennelementtemperatur um wenige Grad und dies wiederum über die Temperaturreckwirkung zur Leistungsreduktion. Zum Schutz des Dampferzeugers muß dessen Bespeisung dem neuen Leistungsniveau angepaßt werden. Auf diesem Wege wird gleichzeitig die Gaseintrittstemperatur in der Nähe des Ausgangswertes gehalten.

Bedingt durch Temperaturänderungen im Primärkreis variiert dessen Gesamtdruck. Es besteht die Möglichkeit, diesen (verzögert) auf seinen Sollwert zurückzuregeln.

Abweichungen dieser Parameter (Gaseintrittstemperatur, Gesamtdruck) von ihren Sollwerten können bei der Nachrechnung mit TINTE berücksichtigt werden.

Drehzahlabenkung mit nachfolgendem Wiederaufheben

Eine sehr häufig durchgeführte Transiente war das Absenken der Drehzahl auf ca. 50 % des vorher stationär gefahrenen Wertes. Für diese Drehzahlreduktion ist ungefähr eine Minute notwendig.

Die Antwort der Reaktorleistung ist für das Experiment vom 2. 12. 1985 mit einer Absenkung auf 48 % in Abb. 19 auf Seite 63 dargestellt. In den ersten 20 Sekunden sinkt die Leistung sehr zögernd und verläuft dann nahezu parallel zur relativen Drehzahl. Die 48 %-Marke wird ca. 20 Sekunden nach dem Stoppen der Drehzahlreduktion erreicht. In der nächsten halben Minute wird der Abfall der Leistung gebremst. Nach einem Flußminimum unter 40 % und einem schwach ausgeprägten Maximum bei ca. 50 % pendeln sich Fluß und Leistung bei ca. 47,5 % ein.

Es wird aus dieser Abbildung deutlich, daß die Rechnung nur geringfügig hinter der Messung herhinkt und daß die Extremwerte die gemessenen Werte um höchstens 1 % übersteigen.

Nach einer halben Stunde wurde die Drehzahl wieder angehoben und zwar auf 79 %. Das Anheben geschah nicht bis zum Vollastzustand, weil sonst das Überschwingen der Leistung zu einem Scram geführt hätte.

Auch hier (Abb. 20 auf Seite 63) folgt die Reaktorleistung mit geringer Zeitverzögerung und ähnlicher, etwas größerer Überreaktion, die schnell in einen neuen konstanten Verlauf übergeht.

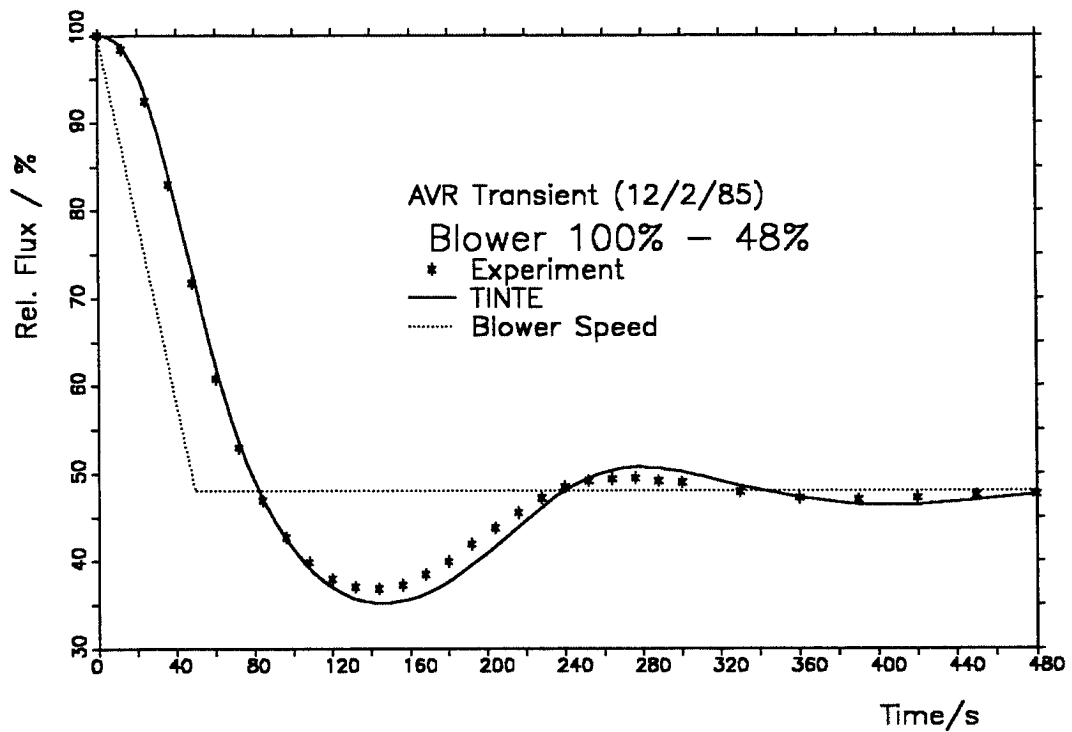


Abb. 19. Reaktorleistung nach Drehzahlabsenkung

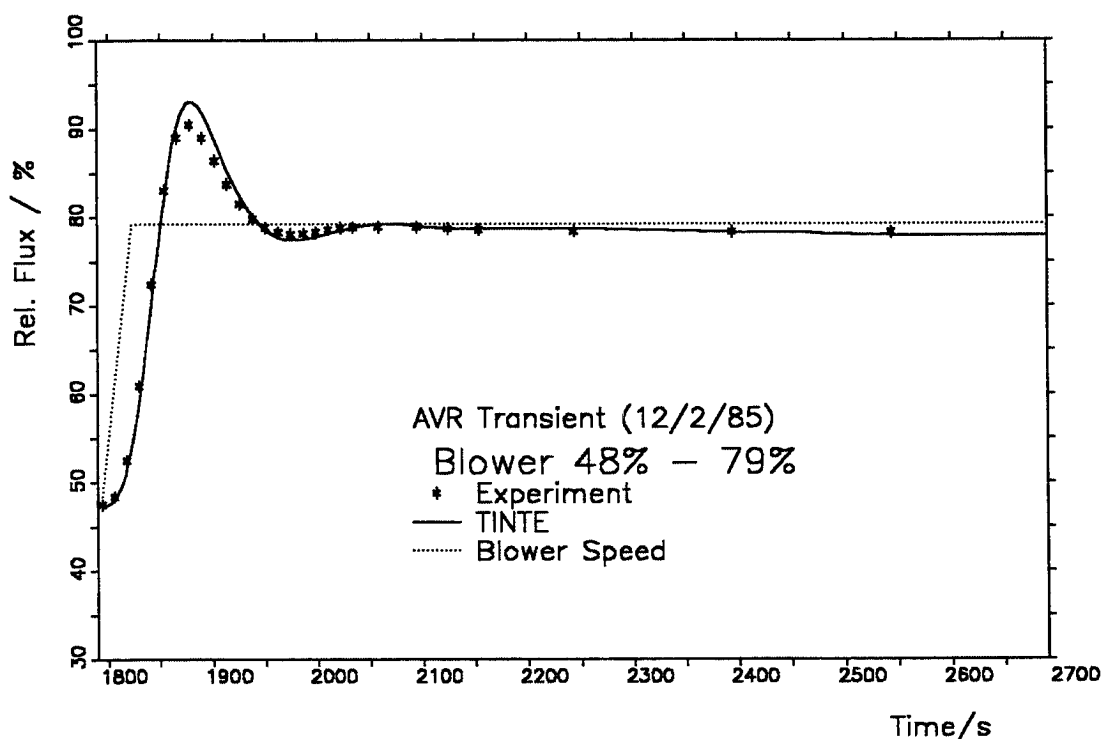


Abb. 20. Reaktorleistung nach Drehzahlanhebung

Der nachgerechnete Flußverlauf zeigt ein sehr ähnliches Verhalten: Ein schwaches, zeitliches Nachhinken sowie eine etwas höhere Überreaktion im ersten Maximum. Das errechnete neue Leistungsniveau stimmt, wie auch schon vor der Drehzahlanhebung, sehr gut mit dem gemessenen überein.

Es kann hier nicht entschieden werden, ob die Ursachen für das Nachhinken der gerechneten Transienten hinter den gemessenen im vorläufigen Charakter des Nuklidvektors, in der zweidimensionalen Modellierung in TINTE oder in anderen Unzulänglichkeiten des Modells zu suchen sind. Insgesamt ist die Übereinstimmung mit dem Experiment als sehr gut zu bezeichnen.

Ziel der dynamischen Versuche am AVR war es, Veränderungen im Reaktorverhalten zu untersuchen. Wenn man die Transienten bei HEU-Beladung mit der hier dargestellten vergleicht, bei der das ganze Außencore, d.h. die Hälfte aller Brennelemente LEU-Brennstoff enthält, fallen wenig Unterschiede auf, was auch an den nie identischen Versuchsbedingungen liegen kann. Zur Verdeutlichung von Unterschieden wurde die Transientenberechnung deshalb nochmals mit einem alten HEU-Nuklidvektor wiederholt (Wiederbeladung (WB) 240 statt der zum Versuchszeitpunkt vorhandenen WB 303).

In Abb. 21 und in Abb. 22 auf Seite 65 sind die Ergebnisse dieser Rechnung zusätzlich eingezeichnet. Es fällt auf, daß besonders beim Absenken die zeitliche Verzögerung der Flußreaktion zunimmt und daß das neue Leistungsniveau nach, aber auch schon vor dem Wiederaufheben, deutlich niedriger liegt. Die Veränderungen werden hier sichtbar, sie können aber als klein bezeichnet werden, wenn man berücksichtigt, daß beiden Rechnungen grundsätzlich verschiedene Corezusammensetzungen zugrunde liegen, und daß deren Temperaturkoeffizient, wie aus anderen Untersuchungen bekannt ist, sich mit zunehmender Umstellung auf LEU-Brennstoff verändert (im Absolutbetrag zunimmt).

Bei der zeitlichen Verzögerung ist der Unterschied der beiden Rechnungen nur wenig größer als der Unterschied der ersten Rechnung gegenüber der Messung.

Die niedrigere Temperaturreckkopplung des HEU-Brennstoffs erfordert in den Extrema ein stärkeres Temperatur- und damit Leistungsüberschwingen, um die eingebrachte Reaktivität zu kompensieren.

Xenontransienten

Als nächstes wird in Abb. 23 auf Seite 66 die Transiente vom 4. 12. 1985 demonstriert. Bei ihr wurde die Drehzahl auf 80% reduziert. Ihr Verlauf sowie der der Nachrechnung zeigen in den ersten Minuten wenig Neues.

Wesentlich ist aber, daß das Verhalten des Reaktors auf diesem neuen Leistungsniveau auch über längere Zeiträume untersucht wurde. Dazu wurde der Reaktor in diesem Versuch über 47 Stunden sich selbst überlassen. Lediglich der Gesamtdruck wurde nachgeregelt und die Dampferzeugereinspeisung im stündlichen Abstand der gemessenen Leistung angepaßt. Auf diese Weise gelang es, die Gaseintrittstemperatur bis auf 9 Grad konstant zu halten.

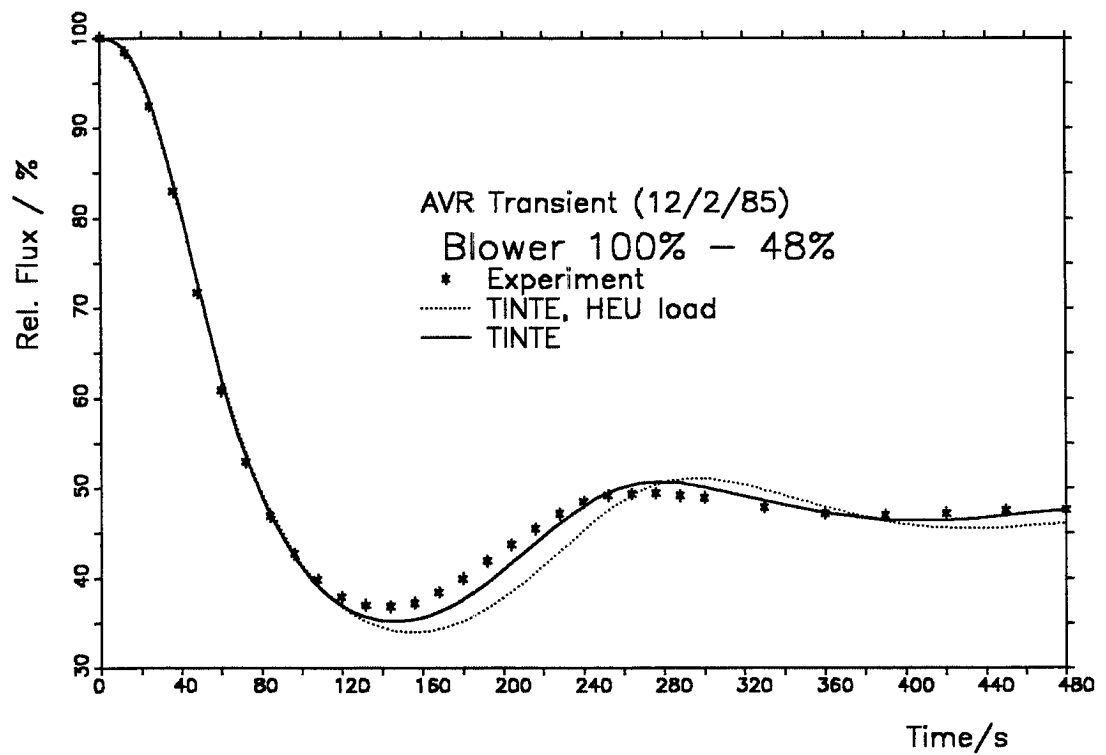


Abb. 21. Beladungseinfluß bei Drehzahlabsenkung

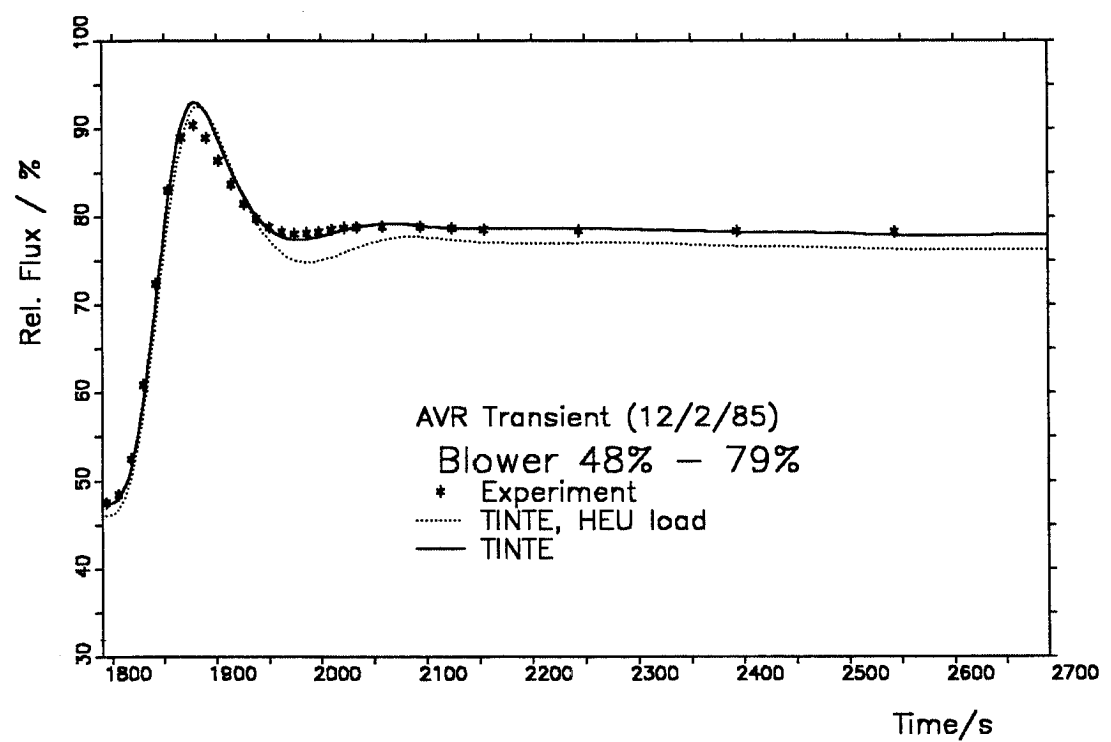


Abb. 22. Beladungseinfluß bei Drehzahlanhebung

Abb. 24 auf Seite 67 zeigt den Leistungsverlauf, wie er durch die zeitliche Entwicklung der ^{135}Xe -Konzentration verursacht wird: Nach dem anfänglichen Unterschwingen in den ersten Minuten (vgl. Abb. 23) pendelt sich der Fluß auf etwa 80 % ein. Dies ist jedoch kein stabiler Zustand. Der zunächst konstante Zerfall von ^{135}I verbunden mit einer reduzierten Vernichtung von ^{135}Xe durch geringere Absorptionsraten im kleineren Neutronenfluß führt zu einer Vergrößerung der ^{135}Xe -Konzentration und damit zu einer Erhöhung der Neutronenabsorption. Die Reaktorleistung und die Temperatur sinken. Nach einigen (ca. 6) Stunden hat sich auch die ^{135}I -Konzentration dem neuen (zu niedrigen) Leistungsniveau angepaßt und damit auch die Produktionsrate von ^{135}Xe . Wenn letztere die Vernichtungsrate unterschreitet, beginnt die ^{135}Xe -Konzentration und die Absorptionsrate abzunehmen, was zu Leistungs- und Temperaturerhöhung führt.

Die auf diese Weise angeregte zeitliche ^{135}Xe -Schwingung ist stark gedämpft. Nach dem Maximum nähert sich die Leistung dem neuen Niveau asymptotisch.

Die gute Übereinstimmung von Experiment und Rechenergebnis täuscht eine geringe Abhängigkeit der Rechnung von wenig bekannten Parametern vor. Dies trifft in Wirklichkeit nicht zu: Bei 3 und bei 9 Stunden zeigt die Rechnung einen leichten Knick. Dieser Knick wird dadurch verursacht, daß die als Inputparameter benutzte Gaseintrittstemperatur, die geringfügig aber stetig schwankt, von den Experimentatoren in ganzen Gradwerten angegeben wird. Zu den genannten Zeitpunkten steigt bzw. sinkt diese Temperaturvorgabe um je ein Grad.

Die in Abb. 24 gezeigte gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment konnte bei dieser Transiente in früheren Berechnungsversuchen nicht erreicht werden.

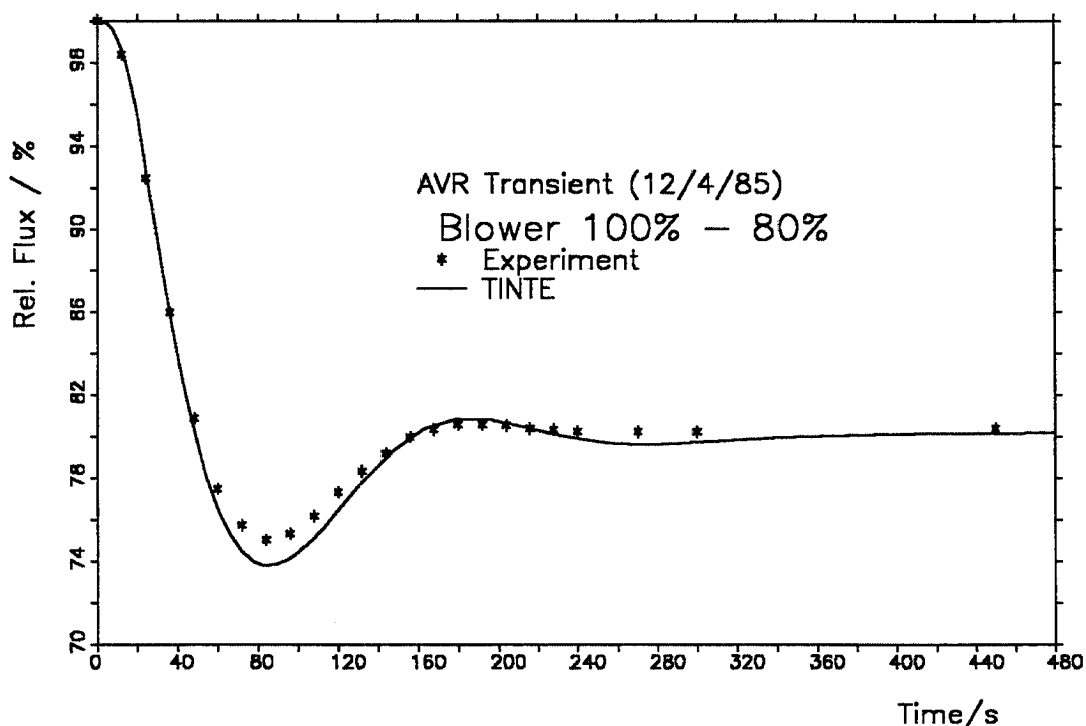


Abb. 23. Reaktorleistung nach Drehzahlabsenkung auf 80%

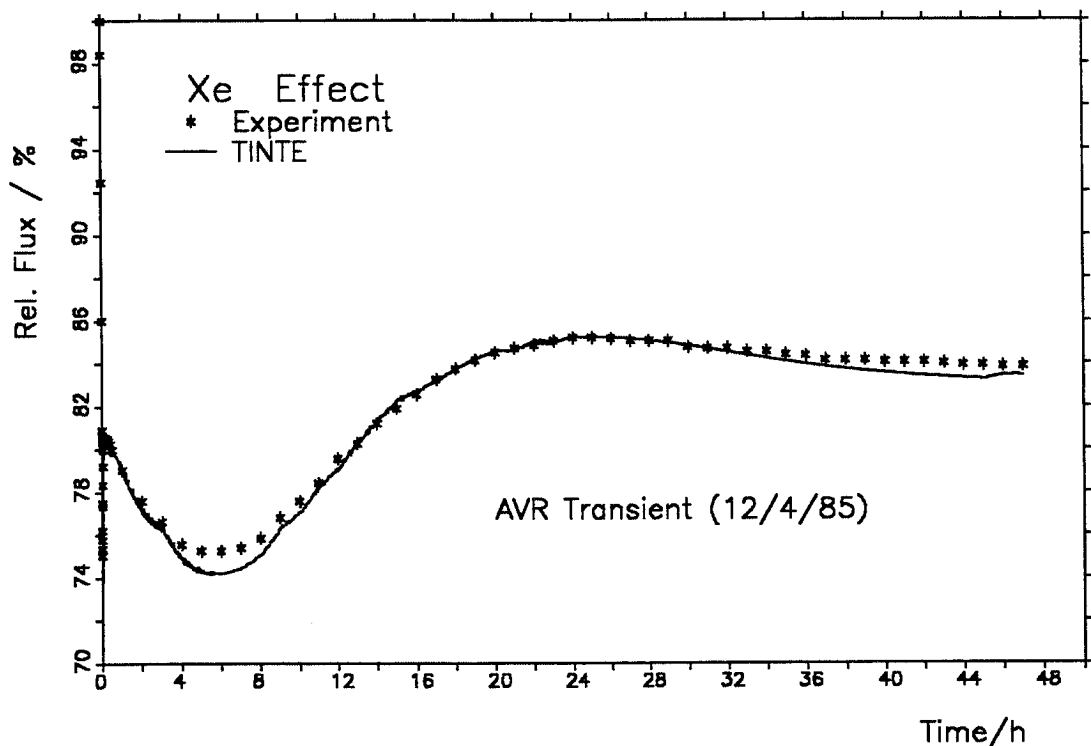


Abb. 24. Reaktorleistung unter Xenon-Regie nach Drehzahlab senkung

Die Gründe dafür sind sehr verschiedenartig. So reagiert der berechnete Verlauf z.B. recht empfindlich auf (große) Veränderungen des Abbrandes und der damit verbundenen Änderungen der Nachwärme.

Der wesentliche Grund für die schlechte Übereinstimmung früherer Rechnungen lag jedoch in einer unzureichenden Berücksichtigung der ^{135}Xe -Abhängigkeit der Wirkungsquerschnitte.

Abb. 25 zeigt den Einfluß verschieden guter Approximationen bezüglich ihrer Abhängigkeit von der ^{135}Xe -Konzentration. Dabei hängen die Ergebnisse mit niedriger Entwicklungsordnung natürlich stark davon ab, welcher Konzentrationsbereich abgedeckt werden soll. Soll der ganze ^{135}Xe -Effekt (einschließlich ^{135}Xe -Berg und totaler Zerfall) erfaßt werden, so erzielt man mit linearer Entwicklung noch wesentlich schlechtere Ergebnisse.

Dabei ist zu vermerken, daß der *mikroskopische* ^{135}Xe -Absorptionsquerschnitt auch entwickelt wird, so daß der wesentliche Anteil der Absorptionsänderung sogar um jeweils eine Potenz genauer behandelt wird.

In Abb. 25 auf Seite 68 bringen die höheren Entwicklungen ab vierter Ordnung eine gute Übereinstimmung in den ersten 15 Stunden des Versuches. Nach ca. 30 Stunden werden die Rechenergebnisse vom Entwicklungsgrad unabhängig und liegen deutlich über der Messung.

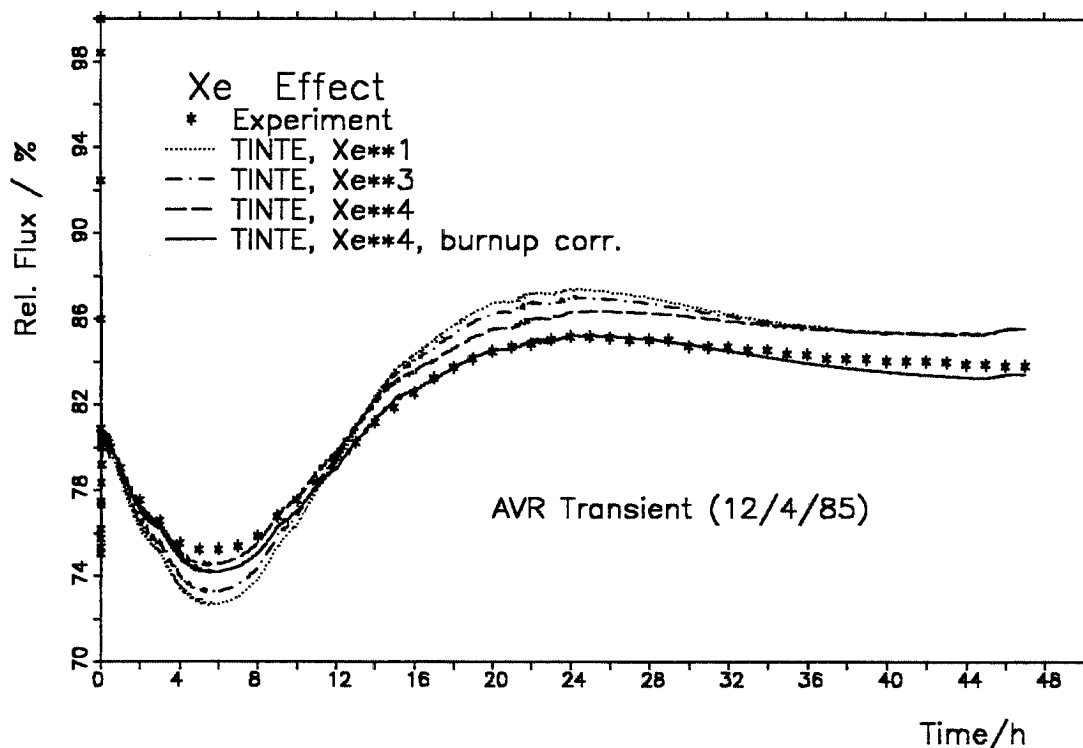


Abb. 25. Einfluß der Querschnittsentwicklung und des Abbrandes

Eine Erklärung hierfür liefert die Tatsache, daß zur Vermeidung von Störungen während des Versuches die Kugelumwälzanlage und damit die Zufuhr frischer Brennelemente ausgeschaltet war. Der Reaktor wurde also während dieses Versuches im "Batch-Betrieb" gefahren. Dabei verursacht der zunehmende Abbrand ein Abnehmen der Reaktivität. Nach den Erfahrungen der Experimentatoren beträgt diese Reaktivitätsänderung ca. -0.8 mNile je MWd, also während der Versuchsdauer ca. -55 mNile.

In TINETE kann eine solche Reaktivitätsrampe vorgegeben werden. Mit ihr erhält man die gute Übereinstimmung in Abb. 24 auf Seite 67 bzw. der letzten Kurve aus Abb. 25.

Auch bei der ^{135}Xe -Transiente ist der Einfluß des Nuklidvektors auf den errechneten Transientenverlauf interessant. Abb. 26 auf Seite 69 zeigt einen solchen bei identischen Versuchsbedingungen und einer HEU-Beladung (WB 240). Die Querschnitte und der Reaktivitätsverlust durch Abbrand wurden in gleicher Weise behandelt wie in der Referenzrechnung.

Es fällt ein deutlich größerer Unterschied gegenüber der aktuellen Messung auf als in Abb. 21 und in Abb. 22 auf Seite 65. Die Abweichungen sehen denen mit unzureichender ^{135}Xe -Abhängigkeit der Querschnitte sehr ähnlich, haben hier aber andere Ursachen: Wie auch aus anderen Versuchen bekannt ist, hat der Betrag des Temperaturkoeffizienten im AVR seit dem Beginn der Brennstoffumstellung zugenommen. Die schwächere Rückkopplung des alten HEU-Corezustandes hat eine stärkere Temperatur- und damit Leistungsabsenkung nötig, um den Reaktivitätsrückgang im ^{135}Xe -Berg aus-

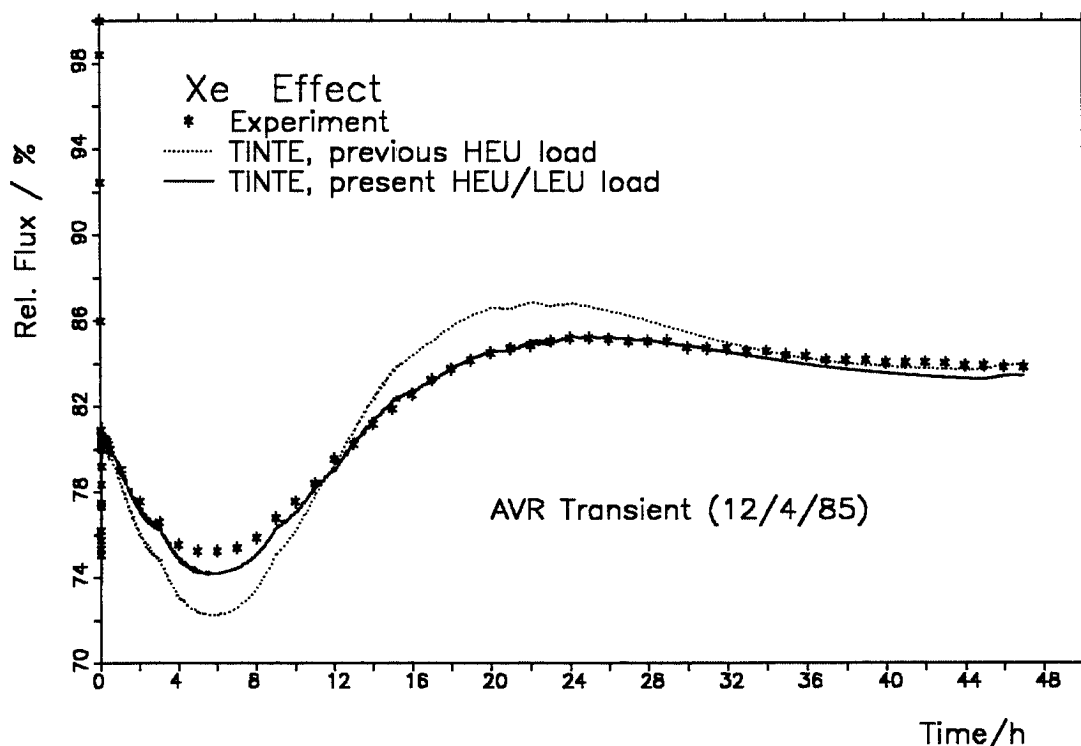


Abb. 26. Einfluß des Beladezustandes

zugleichen. Das gleiche gilt für die Temperatur- und Leistungserhöhung im darauf folgenden ^{135}Xe -Tal.

Stabfahrtransienten

Stabbewegungen erlauben schnellere Reaktivitätsänderungen als dies bei den Transienten mit Drehzahländerung möglich ist. Zum einen weil Stäbe schneller bewegt werden können als Drehzahlen verändert und zu anderen weil bei letzteren die Temperaturänderungen an der Kugeloberfläche beginnen und sie die Moderatortemperatur etwas früher als die Fueltemperatur beeinflussen.

Bei den Stabbewegungen wird die nukleare Leistung zwar direkt beeinflusst. Eine Temperaturänderung des Brennstoffes gleicht sich aber wegen der guten Kopplung der kleinen Partikel innerhalb von Sekunden über das Brennelementinnere, die Matrix, aus. In dieser liegt etwa die Hälfte des Brennelementgrafits, so daß bei einer Veränderung von deren Temperatur die mittlere Temperatur des ganzen Moderators um die Hälfte des Betrages mitverändert wird. Da im AVR der Rückkopplungseffekt der Moderatortemperatur etwa das fünffache des Fueltemperatureinflusses beträgt, ist es nicht möglich, den Einfluß des letzteren in einem Experiment zu separieren. Dazu wären Transienten notwendig, die in Sekundenbruchteilen ablaufen, und Rechenverfahren, die die doppelte Heterogenität des Brennelementaufbaues berücksichtigen. In der heutigen Version von TINTe wird diese näherungsweise berücksichtigt, bei den hier gezeigten Rechnungen war dies nicht notwendig und auch noch nicht möglich.

Da die Stäbe in ihrer Fahrgeschwindigkeit beschränkt sind, hängt die Steilheit der Reaktivitätsrampe davon ab, von welcher Stabstellung aus das Experiment gestartet wird. So ist mit ganz ausgefahrenen Stäben ein sehr viel längerer Weg zurückzulegen, um eine vorgegebene Reaktivität einzubringen, als dies für eine Stabposition im steilen Teil der S-Kurve notwendig ist.

Eine Berechnung der eingebrachten Reaktivität in TINTE aus den Anfangs- und Endpositionen der Stäbe liefert wegen der grobmaschigen Modellierung zu ungenaue Reaktivitätswerte.

Für die Angabe der eingebrachten Reaktivität ist deshalb die Kenntnis der S-Kurve für die Stabbank im Betriebszustand notwendig. Diese S-Kurve ist im heißen Core nicht direkt meßbar. Eine Messung ist nur im abgeschalteten kalten Zustand möglich, und auch hier muß ein Kompensationsverfahren angewandt werden, durch welches die Form der S-Kurve verändert wird. Nach einem komplizierten Korrekturverfahren [POHL82] kann aus dieser auf die heiße S-Kurve geschlossen werden. In der Praxis wird aus der kalten die heiße S-Kurve gewonnen, indem die Gesamtstabwirksamkeit durch Strecken der Kurve auf den heißen Wert gebracht wird. Die hierbei entstehenden systematischen Fehler sind schwer zu überblicken. Ein wesentlicher dürfte allerdings darin begründet sein, daß der Flußverlauf im kalten Core sein Maximum oben, bei den frischesten Kugeln hat, während dieses im heißen Zustand im kälteren Coreteil, unten, liegt. Dieser unkorrigierte systematische Fehler relativiert die experimentellen Angaben zur Reaktivitätsrampe. Sie werden um so unsicherer, je weiter die Stäbe ausgefahren sind, sich also am Ende der S-Kurve befinden.

Aus einer neueren, sehr aufwendigen Berechnung der S-Kurve [THOM89] können alternative Stabwirksamkeiten für die Stabfahrtransienten entnommen werden. Die gerechnete Kurve zeigt erhebliche Diskrepanzen gegenüber dem wie oben angegeben ermittelten Verlauf, insbesondere in dem unsicheren Bereich fast ganz ausgefahrener Stäbe.

Die Stabfahrtransienten vom 5.08.1982

Aus diesen Gründen soll hier mit der Diskussion und Nachrechnung eines Experimentes mit Stabbewegungen im steilen Teil der S-Kurve begonnen werden.

Bei diesem Experiment wurde die Stabbank innerhalb von nur 5,2 Sekunden um ca. 55 mm eingefahren, was nach der experimentell bestimmten Stabbank-Kurve einer Reaktivität von ca. -60 mNile entspricht. Die Antwort des Reaktors und das Ergebnis der Nachrechnung sind in Abb. 27 auf Seite 71 dargestellt.

Anders als bei den Gebläsetransienten setzt die Antwort des Reaktors sofort ein. Der Leistungsabfall dauert dann etwa 20 Sekunden an und erreicht ein Minimum von etwa 80%.

Der geringen Reaktivität von -60 mNile entspricht ein viel geringeres Absinken der Temperatur und damit der Leistung. Das einsetzende Unterkühlen bewirkt deshalb einen Wiederanstieg der Leistung, die nach ca. 2 Minuten sogar überschwingt. Danach nähert sie sich dem neuen Gleichgewichtswert von ca. 97%.

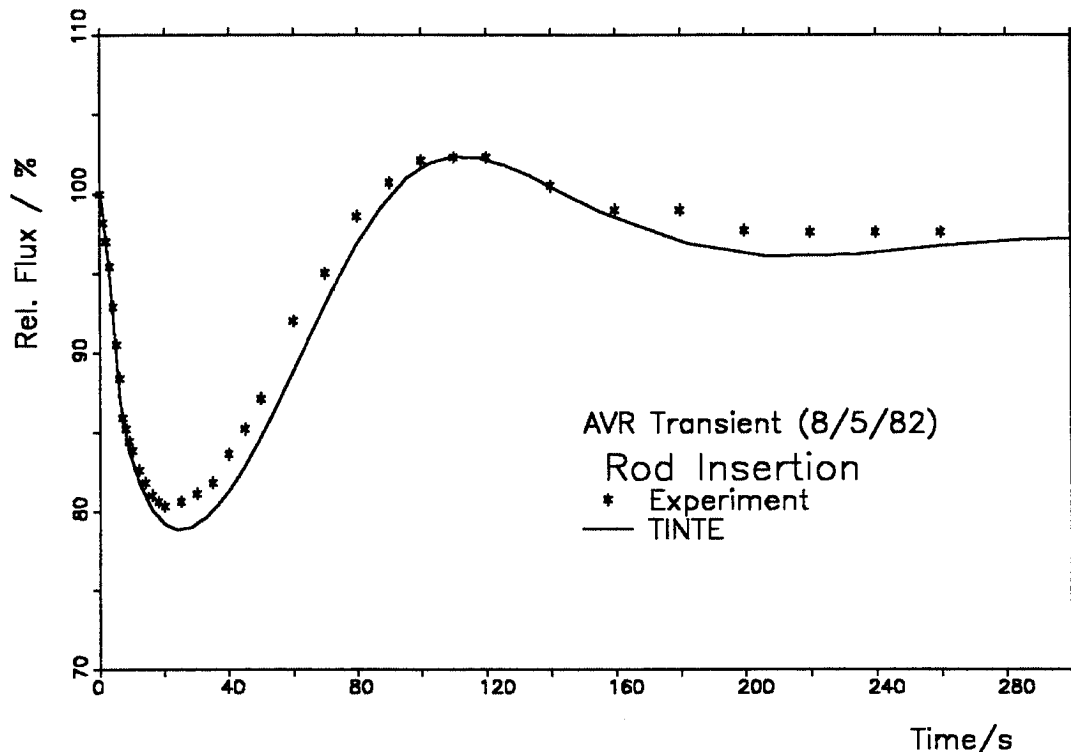


Abb. 27. Schnelles Einfahren aller Regelstäbe um ca. 60 mNile

Der steile Leistungsabfall in den ersten 20 Sekunden wird von der Rechnung sehr gut reproduziert. Das Abbremsen des Abfalls wird dagegen langsamer simuliert, so daß das Minimum etwas verzögert und auf etwas (ca. 2%) niedrigerem Niveau erreicht wird. Der Wiederanstieg erfolgt mit nahezu konstanter kleiner Verzögerung und sowohl das Leistungsmaximum als auch das spätere Leistungsniveau werden sehr genau getroffen. Vor dem Erreichen eines etwas niedrigeren Gleichgewichtswertes deutet die Rechnung noch ein zweites leichteres Unterschwingen an.

Zweifelt man nach dem oben Gesagten an der Genauigkeit der Reaktivitätsangabe von 60 mNile, so kann mit einem etwas kleineren Wert eine noch bessere Übereinstimmung erwartet werden. Tatsächlich zeigt die rechnerisch ermittelte S-Kurve [THOM89] für diese Stabpositionen einen etwas flacheren Verlauf.

Beim Ausfahren der Stäbe müssen diese langsamer bewegt werden, wenn ein Scram vermieden werden soll. Es darf höchstens einer der Stäbe und auch nur mit niedriger Geschwindigkeit herausgezogen werden, so daß hierfür 45 Sekunden gebraucht werden.

Wegen des Leistungsüberschwingens, das auch dabei auftritt, kann dieser Teil des Experimentes nur gefahren werden, wenn der Reaktor vorher in Teillast betrieben wurde. Abb. 28 auf Seite 72 zeigt zu Beginn den gemessenen und den etwas niedrigeren gerechneten Zustand mit eingefahrenen Stäben. Während des diskontinuierlichen Ausfahrens der einzelnen Stäbe stimmt der gerechnete Leistungsanstieg gut mit dem Experiment überein. Vom Leistungsmaximum an beginnen wieder leichte Verzögerungen und

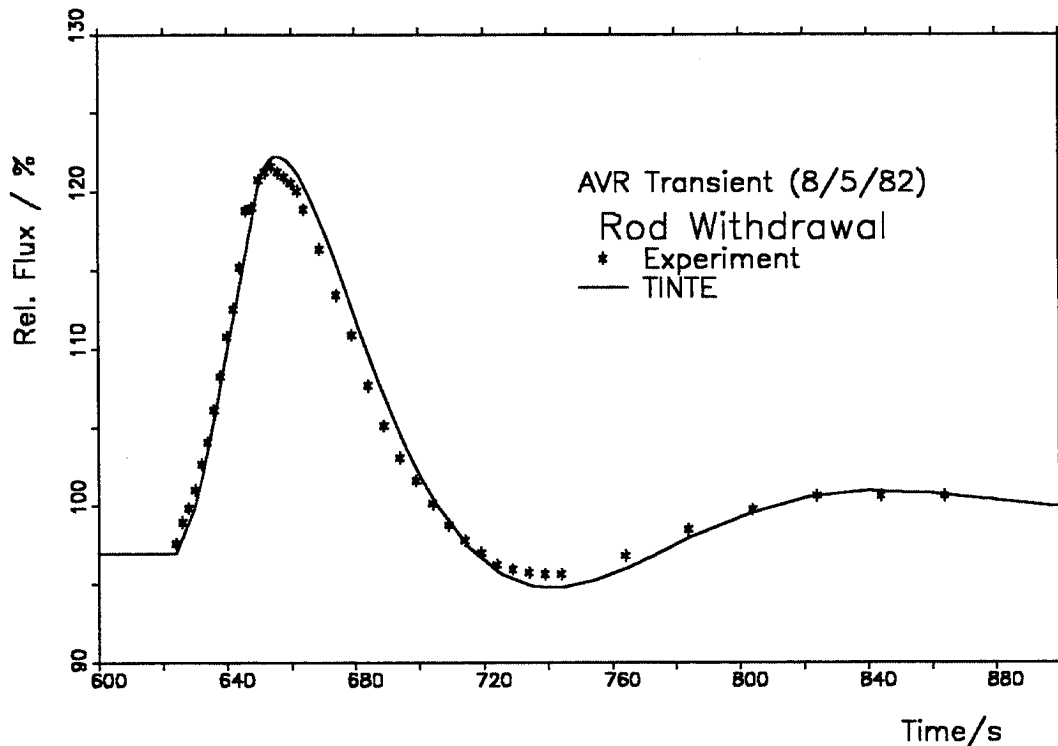


Abb. 28. Ausfahren der Stäbe (nur langsam und bei Teillastbetrieb möglich)

Abweichungen in der Größenordnung von ca. 1 %. Nach einem Unterschwingen wird der Ausgangszustand vor den Stabbewegungen schnell wieder angenommen.

Es fällt auf, daß trotz des viel langsameren Stabziehens das Überspringen stärker ausfällt, als beim Stabeinfahren. Dies hängt damit zusammen, daß beim Zuführen einer negativen Reaktivität immer nur eine Leistungsrampe erreicht werden kann, deren Steigung durch den Zerfall verzögerter Neutronen bestimmt wird. Mit zunehmend positiver Reaktivität können dagegen Rampen beliebiger Steigung eingeleitet werden.

Auch beim Ziehen der Stäbe könnte die Übereinstimmung durch eine geringfügig kleinere Reaktivitätsangabe noch weiter verbessert werden. Die Übereinstimmung von Theorie und Messung erfordert solche Annahmen bei diesem Experiment jedoch nicht. Es gibt genügend andere Ursachen für die geringfügigen Diskrepanzen.

Das Stabeinfahren am 29.11.1985

Anders sieht die Situation bei dem Stabfahrexperiment Ende 1985 aus. Hier waren zu Beginn des Versuchs die Stäbe nahezu ganz ausgefahren. Nach der experimentellen S-Kurve mußten sie annähernd 10 Sekunden gefahren werden, bevor das erste mNile eingebracht wurde und nach 30 Sekunden sollen sie ca. 49 mNile eingebracht haben.

Dieses langsame Einbringen sollte selbst bei gleicher Reaktivität wie im vorher behandelten Versuch, eine schwächere Antwort der Reaktorleistung zur Folge haben, denn

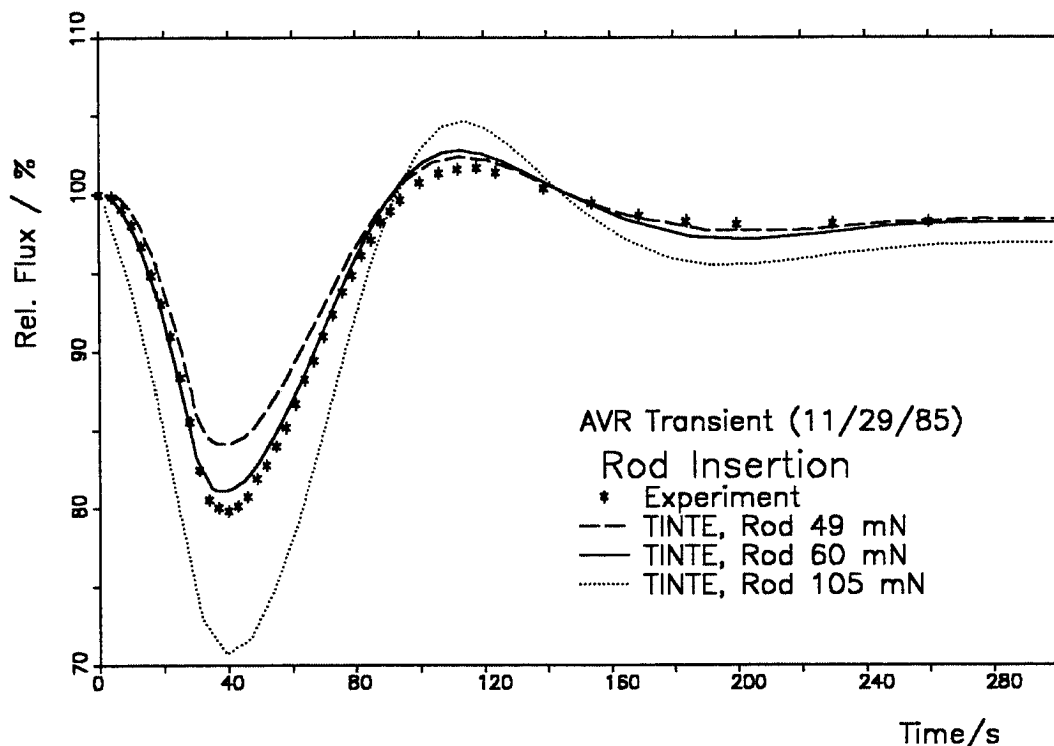


Abb. 29. Einfahren der Stäbe aus einer Position am Ende der S-Kurve.

unendlich langsames Einbringen verursacht gar keine Überreaktion, sondern würde eine asymptotische Annäherung an den neuen Zustand (ca. 97%) nach sich ziehen.

Tatsächlich zeigen die Meßwerte in Abb. 29 nach einem, der langen Fahrzeit entsprechenden, langsameren Leistungsabfall ein gegenüber Abb. 27 auf Seite 71 **stärker** ausgeprägtes Unterschwingen. Schon von daher muß der eingebrachte Reaktivitätshub mindestens so groß sein, wie bei dem vorher beschriebenen Experiment, und die zugrundegelegte experimentelle S-Kurve in diesem Bereich Fehler enthalten.

Die Rechenergebnisse in Abb. 29 bestätigen dies. Eine Stabwirksamkeit von nur 49 mNile beschreibt schon den Leistungsabfall in der ersten halben Minute falsch und erreicht den Minimalwert nur zu 3/4. Eine Stabwirksamkeit von 60 mNile, oder etwas mehr, beschreibt den gemessenen Leistungsverlauf dagegen besser.

Die oben erwähnte rechnerische Bestimmung der Stabbankkurve [THOM89] liefert für die Stabbewegung dieses Experiments eine sehr viel größere Reaktivität: 105 mNile. Legt man diesen Wert zugrunde, so zeigt die gerechnete Transiente ein viel zu starkes Überschwingen. Dies kann als Hinweis darauf gesehen werden, daß selbst eine dreidimensionale Modellierung für den AVR in der Nähe des Bodenreflektors schwierig ist.

Die in Abb. 29 ersichtliche Empfindlichkeit der Transiente auf die eingebrachte Reaktivität legt es nahe, derartige Transienten als Basis für deren Messung zu benutzen und auf diesem Wege Stücke der S-Kurve unter Betriebsbedingungen zu ermitteln.

Zusammenfassung

Die vorgestellten Nachrechnungen der dynamischen Experimente am AVR können, da in ihnen nur ein Teil der in TINTE vorhandenen Möglichkeiten genutzt wird, zwar keine vollständige Validierung für das Programmsystem liefern, ihre überwiegend sehr guten Übereinstimmungen mit den Experimenten erhärten das Vertrauen in Ergebnisse aber erheblich. Sie machen wegen des starken Einflusses von experimentellen Randbedingungen auf die Ergebnisse auch deutlich, daß die Aussagekraft von Vorausrechnungen bei derart komplizierten Zusammenhängen durch die Schwierigkeit, diese Randbedingungen während des Versuchsablauf einzuhalten, relativiert wird.

Am Beispiel der anfänglichen Unstimmigkeiten bei der ^{135}Xe -Transiente wird klar, daß bei der Bereitstellung der Eingabedaten – hier der Abhängigkeit der Wirkungsquerschnitte von zeitlich veränderlichen Parametern – ein hoher Aufwand getrieben werden muß. Aber auch Unsicherheiten in den experimentellen Angaben, z.B. bezüglich der Genauigkeit von Reaktivitätsangaben bei fast ganz herausgezogenen Regelstäben, konnten nachgewiesen und ein Verfahren zur Bestimmung von kleinen Reaktivitätsdifferenzen vorgeschlagen werden.

Die mit TINTE erzielten Rechengeschwindigkeiten reichen aus, um nicht nur Kurzzeitdynamik zu untersuchen, wie es ursprünglich vorgesehen war, sondern auch, um ^{135}Xe -Transienten über Tage zu verfolgen.

6. Reaktivitätsstörfälle im Auslegungsbereich am Beispiel des MODUL-HTR

(E.Teuchert, H.J.Rütten, K.A.Haas)

6.1 Rechnerische Darstellung des HTR-MODUL-Reaktors

Die Entwicklung des Kugelhaufenreaktors konzentriert sich z.Zt. bevorzugt auf das Konzept des MODUL-Reaktors [REUT83]. Für die Energieerzeugung eines größeren Kraftwerkes werden mehrere kleine Reaktoren von 200 MW_{th} vorgesehen und in modularer Weise zusammengegliedert.

Diese MODUL-Reaktoren haben relativ kleine Abmessungen. Dadurch werden zwei bedeutsame Eigenschaften bedingt:

1. Das Regel- und Abschaltsystem kann in Bohrungen im Seitenreflektor eingesetzt werden.
2. Bei Störfällen, insbesondere beim Störfall des Kühlmittelverlustes, bleibt die Rückhaltung der Spaltprodukte in den Coated Particles gewährleistet. Die Abführung der Nachzerfallswärme aus dem Reaktor vollzieht sich naturgesetzlich durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung, und ein Einsatz aktiver technischer Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr erübrigt sich.

Die rechnerische Darstellung des Reaktors wird mit dem Programmsystem V.S.O.P. durchgeführt (Abschnitt 4.1). Der Reaktor wird in einer Erstbeschickung vorgegeben und rechnerisch durch wiederholten Aufruf der einzelnen Rechenschritte bis zum Gleichgewichtsbetriebszyklus verfolgt, der nach ca. 4 Betriebsjahren erreicht ist. In verschiedenen Zeitschritten kann der Betriebszustand des Reaktors auf Datenträgern fixiert werden und steht für Detailuntersuchungen zur Verfügung.

Die rechnerische Darstellung des Reaktorgeschehens erfordert die Auslegung des Reaktors (Abb. 4 auf Seite 24) bis hin zur Betonzelle, welche den Reaktordruckbehälter im Abstand 146 cm umgibt und an der Innenseite mit einem Flächenkühlsystem ausgekleidet ist. Im Störfall der Druckentlastung bildet dieser Flächenkühler die Wärmesenke für die Nachzerfallsleistung, welche vom Reaktordruckbehälter durch Strahlung nach außen abgegeben wird.

Für die neutronenphysikalischen Rechnungen wird die Auslegung des Reaktors bis hin zu den Kohlesteineinbauten durchgeführt, welche die Reflektorbereiche und Gasführungsbereiche umgeben. Der Kohlestein ist mit B₄C versetzt und bewirkt somit eine starke Absenkung des Neutronenflusses und Abschirmung der außerhalb befindlichen Bauelemente. In Abb. 4 auf Seite 24 sind diese Bereiche und ihre Unterteilungen durch ausgezogene Linien gekennzeichnet.

Stark ausgezogen ist der Bereich des Reaktorkernes. Er besteht aus 36 gleichgroßen Teilvolumen, welche ihrerseits je eine Mischung von 10 verschiedenen Brennelementchargen enthalten. Diese Chargen stellen die Brennelemente des ersten bis zehnten

Durchlaufes durch den Reaktor dar. Ihr Abbrand wird individuell verfolgt. Die Abbrandrechnung umfaßt Abbrandketten von 45 explizit verfolgten Spaltprodukten.

Für die thermohydraulische Rechnung werden die in Abb. 4 auf Seite 24 punktiert gekennzeichneten Bereiche mit einbezogen. In radialer Richtung werden alle Auslegungsbereiche des Reaktors berücksichtigt, oben und unten bleiben die mit Helium gefüllten Hohlraumbereiche unberücksichtigt, stattdessen wird der Reaktorbereich durch adiabatische Randbedingung abgeschlossen.

Reaktor-Core:				
Thermische Leistung	MW	200		
Leistungsdichte	MW/m ³	3.0		
Wirkungsgrad	Q_3/Q_{th}	0.40		
Aufheizung des Heliums	°C	250 → 700		
Druck des Heliums	bar	60		
Kugelfüllung Höhe / Radius	cm	943.14 / 150		
Dichte der Kugelschüttung	Kugeln/m ³	5394		
Beschickungsweise		MEDUL (10x)		
Out of pile - Verweilzeit der Kugeln	Tage	3.6		
Brennstoff		niedrig angereichertes Uran		
Reflektoren:		oben	unten	radiale Zonen
Dicke	cm	100	170	6 / 6 / 19 / 35.5 / 11
Graphitdichte	g/cm ³	1.5	1.6	1.8 / 0.7 / 1.8 / 1.4 / 1.8
Brennelement:		Erstcore	Gleichgewicht	
Kugelradius	cm	3	3	
Dicke der äußeren Graphitschale	cm	0.5	0.5	
Dichte des Graphits in Matrix / Schale	g/cm ³	1.75 / 1.75	1.75 / 1.75	
Anreicherung des Urans N_{U5}/N_U	%	3.80	7.77	
Graphitkugeln / Brennelementkugeln	%	50 / 50	0 / 100	
Coated Particles:				
Kernchen-Durchmesser	µm	500		
Dichte	g/cm ³	10.4		
Material der Coatings		C / C / SiC / C		
Dicke	µm	95 / 40 / 35 / 40		
Dichte	g/cm ³	1.05 / 1.90 / 3.18 / 1.90		

Tab. 6. Auslegungsparameter

Die neutronenphysikalische Berechnung stellt der Thermohydraulikrechnung die räumliche Verteilung der Leistungsdichte, der schnellen Neutronendosis in den Brennelementen und der Nachzerfallsleistung zur Verfügung. Die Thermohydraulik versorgt die Neutronik mit der Temperaturverteilung in den verschiedenen Spektralzonen.

6.2 Reaktivitätswirkung der Temperatur

Der wechselseitige Einfluß zwischen Temperaturänderungen und Kritikalität ist in gasgekühlten Reaktoren sehr vielfältig. Daher sind die rechnerischen Verfahren darauf eingerichtet, in transienten Phasen die Änderungen von Neutronenbilanz und Temperatur in ihrer Kombination räumlich und zeitlich explizit zu simulieren. Indessen stützen sich die Charakterisierung des Reaktors und die Abschätzungen zu seiner Verhaltensweise auf die Angabe üblicher globaler Kennzahlen, insbesondere des Temperaturkoeffizienten

$$\frac{dK_{eff}}{dT}.$$

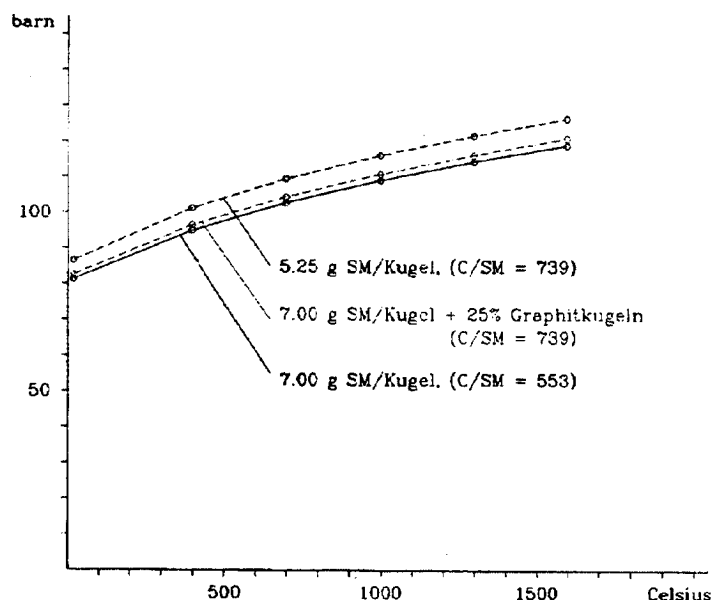


Abb. 30. ^{238}U - Resonanzintegral (4.4 - 3904 eV)

In Tab. 7 zeigt sich, daß der bestimmende Anteil des Gesamt-Temperaturkoeffizienten aus der Doppler-Verbreiterung der Resonanzen des ^{238}U resultiert. Die Resonanzabsorption nimmt mit steigender Temperatur zu (Abb. 30). Dies gilt gleichermaßen für Brennelementauslegungen mit einem anderen Moderationsverhältnis, doch ist das Niveau des Resonanzintegrals wesentlich von der geometrischen Gestaltung abhängig. Eine Verdünnung der Coated Particle-Füllung im Brennelement erhöht das Resonanzintegral, eine Zugabe von Graphitkugeln bei gleichbleibender Brennelementauslegung läßt indessen die Resonanzabsorption nahezu unbeeinflusst. Eine Beigabe von Graphitkugeln wird in Erstcore und Einbrennphase vorgesehen, und sie kann als Maßnahme zur Reduktion der Reaktivität von eindringendem Wasser angewandt werden.

Eine temperaturbedingte Änderung des thermischen Neutronenspektrums bewirkt einen negativen Beitrag zum Temperaturkoeffizienten. Demgegenüber bewirkt eine Temperaturänderung des Reflektors einen positiven Beitrag.

Eine Kritikalitätsänderung von insges. 6.85 Nile ergibt sich bei Kaltabschaltung und Zerfall kurzlebiger Isotope über 30 Tage. Diese wird durch den Einsatz kleiner Absorberkugeln (KLAK) in 18 Bohrungen im Seitenreflektor kompensiert. Bei vollem Einsatz erhalten sie den Reaktor kalt-unterkritisch.

Temperaturkoeffizienten [10^{-5}C^{-1}]	dK_{eff}/dT	
Brennstoff (Dopplerkoeff. ^{238}U)		-4.5
Moderator		-0.6
Reflektor		+2.1
		—
Total (bei Betriebstemperatur)		-3.0
Total (bei Abschaltung, 75°C)		-9.2
Kritikalitätsänderung bei Abschaltung ΔK_{eff}		
Vollast → Abschaltung, 50°C		+0.0300
Zerfall des ^{135}Xe		+0.0453
Zerfall der übrigen Isotope (30 Tage)		-0.0068
		—
Total		+0.0685
Kapazität des KLAK-Systems ΔK_{eff}		
bei Betriebszustand		0.118
bei Abschaltung, Isotopenzerfall, 50°C		0.111

Tab. 7. Reaktivitätseffekte

6.3 Reaktivitätswirksamkeit des Kontrollsystems

Die normale Betriebsregelung wird mit einer Bank von 6 Regelstäben durchgeführt, die in Bohrungen im Seitenreflektor bis zu einer Tiefe von 6 m verfahren werden können. Im normalen Vollast-Gleichgewichtsbetrieb befinden sich die Stäbe bei einer Einfahrtiefe von 2.48 m, und ihre Regelkapazität erlaubt einen Lastwechselbetrieb bis zu 50% Leistung.

Als Abschaltssystem dienen kleine Absorberkugeln in 18 Kanälen im Reflektor. Seine Kapazität ist unterschiedlich beim Reaktor unter Betrieb oder unter Kaltabschaltung (Tab. 7). Die Einfahrcharakteristik in Abb. 31 wurde für den heißen Zustand des Reaktors erstellt, da im Störfall das KLAK-System im heißen Reaktor eingebracht wird. Es zeigt sich, in welchem Maße die Charakteristik von der Stellung der Regelstäbe beeinflusst ist. Es zeigt sich aber auch, daß bei vollem Einsatz die Wirkung der Regelstäbe

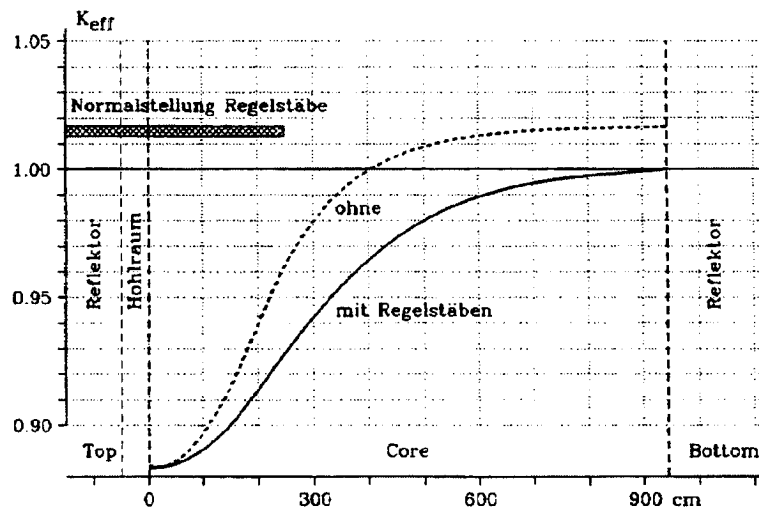


Abb. 31. Einfahr-Charakteristik des KLAKE-Systems

vollständig aufgehoben ist und eine Abschaltung des Reaktors von der Stabstellung völlig unabhängig ist.

6.4 Reaktivitätswirkung von eindringendem Wasser

Beim Bruch eines Rohres im Dampferzeuger können bis zu 600 kg H_2O in den Heliumkreislauf gelangen, bevor die Speisewasserzufuhr abgesperrt ist. Etwa 10% dieser Menge gelangen in die aktive Corezone und bewirken einen Anstieg der Kritikalität um $\Delta K_{eff} = 0.0047$ (vgl. Abb. 32 Punkt A auf Kurve I). Dies wird normalerweise vom Regelsystem abgefangen. Sollte dieses jedoch nicht reagieren, so antwortet der Reaktor in passiver Weise, und zwar mit einer Temperaturerhöhung um etwa 90°C. Die genannte Wassermenge bedingt eine Erhöhung des Druckes um ca. 4 bar.

Unter der hypothetischen Annahme, die Wasserzufuhr würde sich fortsetzen, öffnen sich bei 69 bzw. 72.5 bar die Ventile des Ablasssystems. Es entweicht eine Mischung von Dampf und Helium, und bei ununterbrochener weiterer Dampfzufuhr würde das Helium allmählich vollständig durch Wasserdampf ersetzt. Bei Annahme konstant bleibender Temperaturen würde sich die Kritikalität auf Kurve I dem Punkt B nähern und maximal um $\Delta K_{eff} = 0.024$ ansteigen. Dieser Anstieg wäre zwar nominell durch die Kontrollstäbe kompensierbar, er ist jedoch im Rahmen der genehmigungstechnischen Reaktivitätsbilanz nicht abgedeckt. Im Kapitel über extrem hypothetische Störfälle wird dieser Fall näher diskutiert werden.

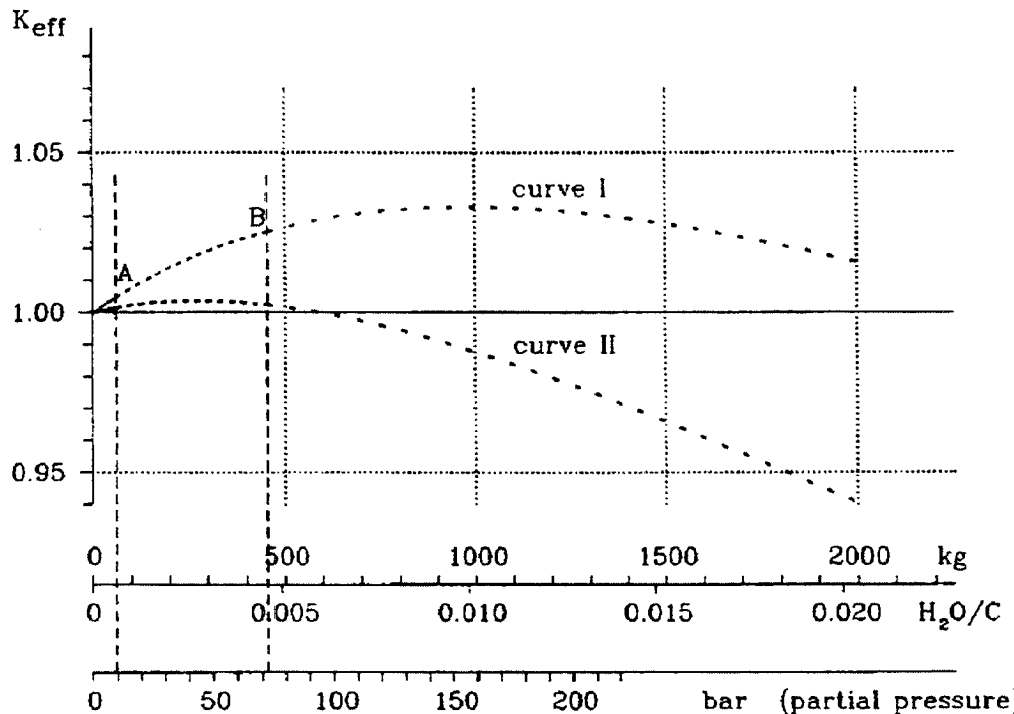


Abb. 32. Kritikalitätseffekt bei Wassereinbruch

6.5 Störfall der Druckentlastung

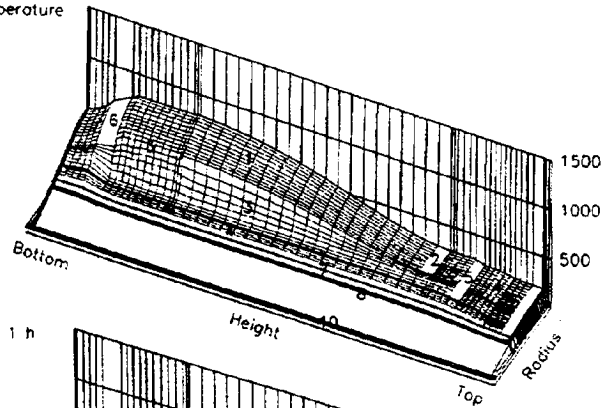
Das wesentliche Charakteristikum des MODUL-Reaktors ist seine passive Reaktion in Störfällen. Eine Freisetzung von Reaktivität vermeidet sich selbstregelnd, ohne daß technische Einrichtungen in Funktion gesetzt werden. Dies gilt insbesondere auch für den Störfall des Kühlmittelverlustes, der bei anderen Reaktoren durch aufwendige technische Maßnahmen vermieden wird.

Bei einer Druckentlastung – gewollt oder störfallbedingt – entfällt die Möglichkeit, die Brennelemente zu kühlen. Wie bei anderen Reaktoren tritt anfänglich eine Erwärmung der Brennelemente auf. Aufgrund des negativen Temperaturkoeffizienten wird der Reaktor jedoch unterkritisch und die Kettenreaktion klingt im Verlauf weniger Minuten ab. Die Leistungserzeugung reduziert sich auf die Nachwärme, die vorwiegend auf der Zerfallsenergie der kurzlebigen Spaltprodukte beruht. Sie beträgt anfangs 6.4% der vorangegangenen Reaktorleistung und reduziert sich im Verlauf der ersten Stunde bereits auf 1.5% (Abb. 35, oberstes Diagramm).

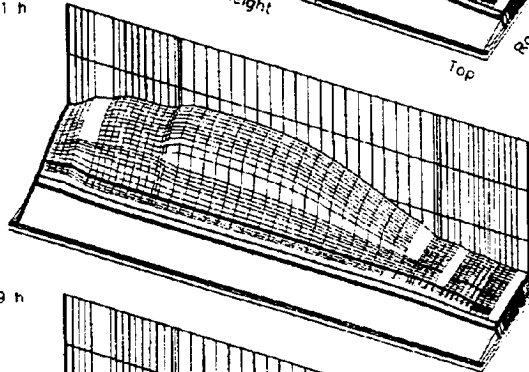
Die in der ersten Stunde erzeugte Nachwärme beläuft sich insgesamt auf 4 MWh. Aufgrund der hohen Wärmekapazität des Graphits erhöht sich die Temperatur der Brennelemente im Mittel um 92°C. Daneben vermindert sich die Kritikalität um 1.4 Nile. Dies führt sich neben der Temperaturerhöhung auch auf den Aufbau des ^{135}Xe zurück.

MODUL, Operation Temperature

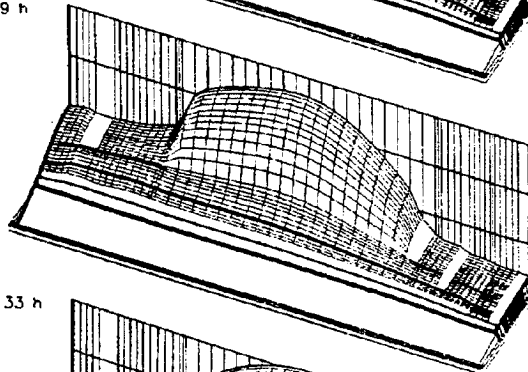
- 1 Pebble bed
- 2 Upper void
- 3 Reflectors
- 4 Carbon bricks
- 5 Cold helium chamber
- 6 Hot helium chamber
- 7 Thermal shield
- 8 Pressure vessel
- 9 Sheet steels
- 10 Surface cooling system



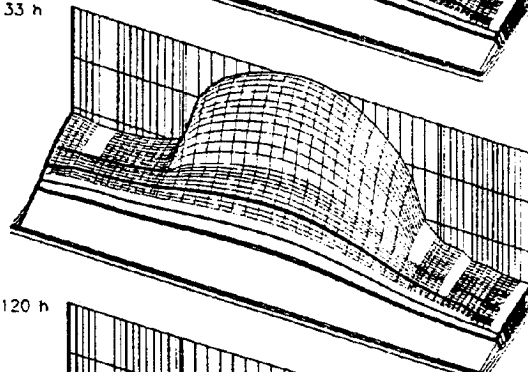
MODUL, Loss of Coolant, 1 h



MODUL, Loss of Coolant, 9 h



MODUL, Loss of Coolant, 33 h



MODUL, Loss of Coolant, 120 h

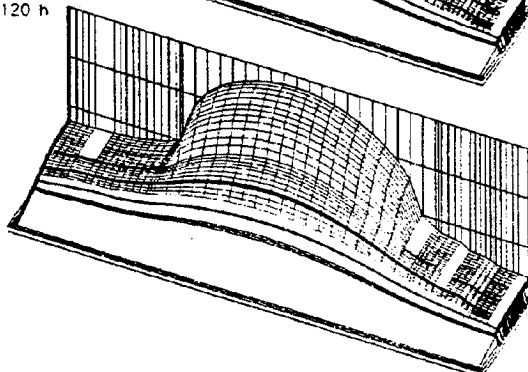


Abb. 33. Umverteilung des Temperaturfeldes bei Druckentlastung

Im weiteren Zeitablauf findet eine erhebliche Umverlagerung des Temperaturfeldes im Reaktor statt (Abb. 33). Die Kugelschüttung heizt sich auf, und in den Randbereichen findet ein Wärmetransport zum Reflektor hin statt. Dieser beruht auf Wärmestrahlungsübergang von Kugel zu Kugel und Wärmeleitung innerhalb der Kugeln. Mit zunehmenden Temperaturgradienten erhöht sich der Wärmetransport zum Reflektor, mit zunehmender Reflektortemperatur erhöht sich der Wärmetransport zum Druckbehälter, und mit zunehmender Behältertemperatur erhöht sich die Abstrahlung von der äußeren Oberfläche des Behälters zum Flächenkühler, der sich auf der Wandung der Betonzelle befindet und die Wärmesenke des Systems darstellt (Abb. 4 auf Seite 24). Nach ca. 33 Stunden ist ein Gleichgewicht zwischen Nachwärmeproduktion und -abtransport erreicht. Das Maximum der Brennstofftemperatur erreicht den höchsten Wert, der bei 1535°C liegt, und hernach ergibt sich eine langsame Temperaturverminderung.

Die Konzeption des MODUL-Reaktors wurde derart gewählt, daß im Störfall der Druckentlastung die Brennelementtemperatur im Maximum deutlich unterhalb der Grenze 1600°C bleibt. In verschiedenen experimentellen Untersuchungen, die insbesondere an bestrahlten AVR-Elementen mit hohem Abbrand durchgeführt wurden, zeigt sich, daß unterhalb dieser Grenze die Coated Particles intakt bleiben und auch nahezu keine Diffusion von Spaltprodukten durch die Coatings stattfindet (Abb. 34).

Die rechnerische Simulation des Störfalles basiert auf folgenden konservativen Grundlagen: (1) Vor Eintritt der Druckentlastung lief der Reaktor längere Zeit bei um 5% überhöhter Leistung, (2) die Druckentlastung vollzieht sich so schnell, daß keine Nachwärme durch das ausströmende Kühlgas abgeführt wird, (3) die Wärmeleitfähigkeit des Graphit beträgt 0.15 W/(cm·K), was der unteren Grenze des strahlungsgeschädigten A3-Graphits bei sehr hoher Temperatur entspricht, (4) für den Nachwärmeanteil der Spaltprodukte wird ein Malus in Höhe der zweifachen Standardabweichung zuge schlagen.

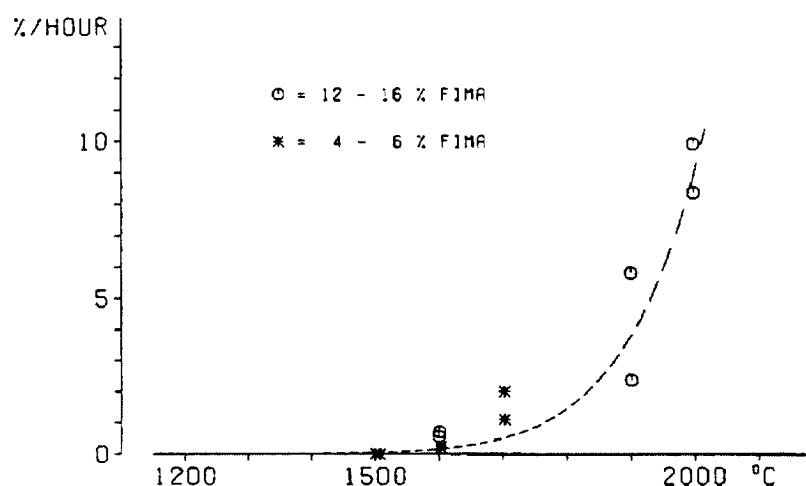


Abb. 34. ^{137}Cs - Freisetzung aus AVR-Brennelementen (BISO)

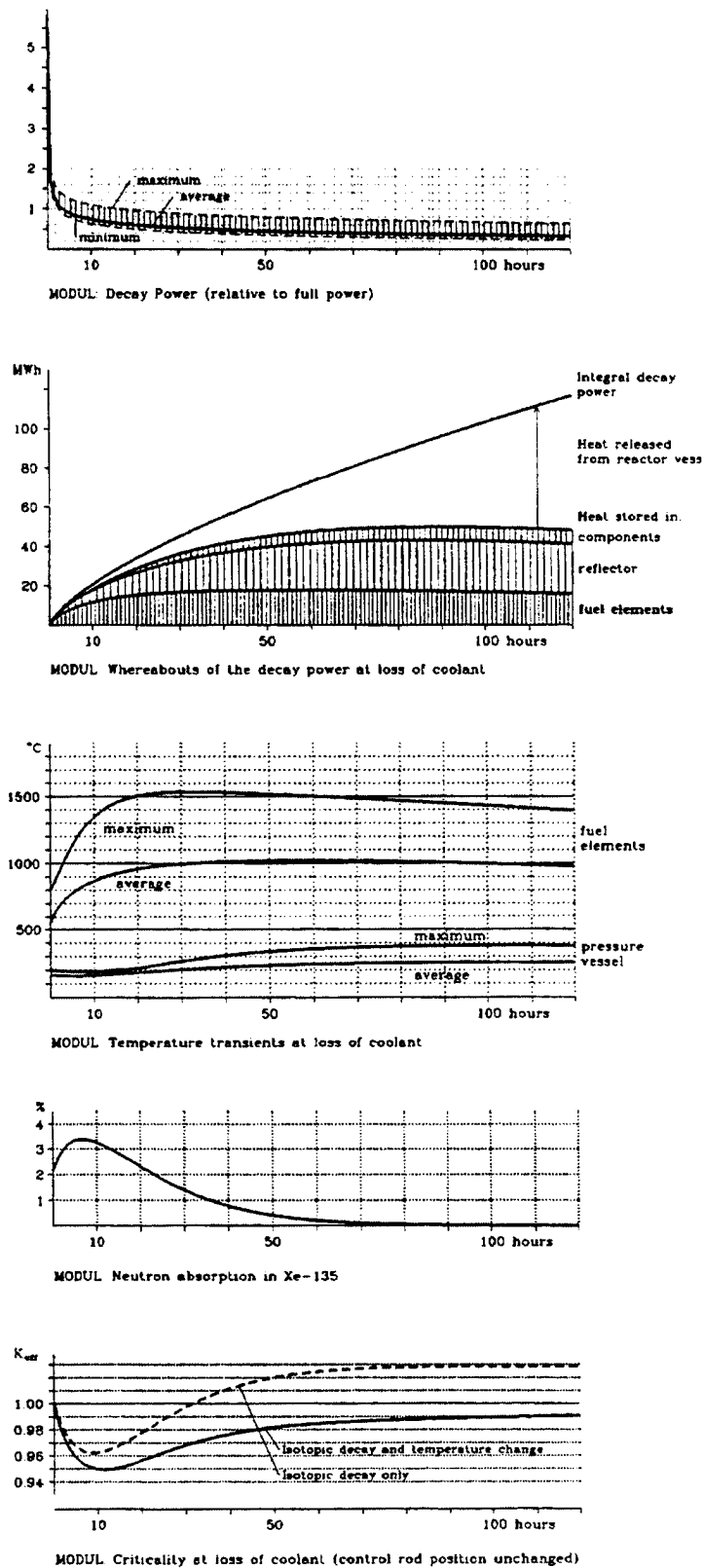


Abb. 35. Transienten beim Druckentlastungsstörfall

Im zweiten Diagramm der Abb. 35 zeigt sich, daß die Nachwärme während der ersten 12 Stunden vorwiegend in den Brennelementen gespeichert wird. Danach, bis zu 48 Stunden, erwärmt sie vorwiegend den Graphit des Reflektors. Danach nimmt die Temperatur des Druckbehälters langfristig bis auf 380°C zu, und die produzierte Nachwärme wird nicht mehr weiter im Reaktor gespeichert, sondern fast ausschließlich durch Abstrahlung an den Flächenkühler übertragen.

Der transiente Verlauf der Kritikalität wird durch die sich verändernden Temperaturen und den Isotopenzerfall, insbes. des ^{135}Xe , bestimmt. Um die Effekte zu separieren, wird in der gestrichelten Kurve der Effekt des Isotopenzerfalls bei unverändert gehaltener Temperatur dargestellt. Die Differenz zwischen den beiden Kurven zeigt den Reaktivitätseffekt auf, den die Aufheizung bei dem ^{135}Xe -Niveau des jeweiligen Zeitpunktes bewirkt. Bei der Berechnung der K_{eff} -Transienten wurde angenommen, daß die Kontrollstäbe unverändert in ihrer Betriebsposition fixiert bleiben. Offensichtlich bleibt der Reaktor unter dieser Prämisse über den gesamten Zeitraum von 5 Tagen unterkritisch.

7. Reaktivitätsuntersuchungen zum MODUL-HTR im extremen Störfallbereich

7.1 Quasistationäre Betrachtungen

(E.Teuchert, H.J.Rütten, S.Drecker, K.A.Haas)

Störfälle verlaufen in der Regel zeitabhängig, und eine rechnerische Simulation muß diesen zeitlichen Ablauf explizit verfolgen. Hierbei können langsam verlaufende Vorgänge durch eine Sequenz stationärer Rechnungen dargestellt werden, während für schnellere Vorgänge dynamische Rechenverfahren erforderlich sind. In Hinblick auf neutronenphysikalische Vorgänge bedeutet "langsam", daß sich der Reaktorzustand in Zeitschritten von einigen Minuten nur geringfügig ändert. Für Vorgänge der Wärmeübertragung sollten die Veränderungen innerhalb von Zeitintervallen von Stunden geringfügig sein.

Aber auch wenn der zeitliche Verlauf einer Störung erheblich schneller ist, kann eine Sequenz stationärer Rechnungen einen sehr nützlichen Einblick in das physikalische Geschehen vermitteln. Dies ist dann zwar keine rechnerische Simulation des betreffenden Störfalles, aber der Einblick erlaubt es, Maßnahmen zu erfinden, die die Problematik des Störfalles entschärfen. Derartige Beispiele werden im folgenden besprochen.

7.1.1 Massiver Wassereinbruch

In Abschnitt 6.4 wurde besprochen, daß das Eindringen von Wasser in den Heliumkreislauf einen positiven Reaktivitätsbeitrag besitzt. In Abb. 32 auf Seite 80 zeigt die eng gestrichelte Kurve zwischen den Punkten A und B den Anstieg der Kritikalität für den Fall, daß unter überhöhtem Betriebsdruck von 72 bar das Helium vollständig durch Wasserdampf ersetzt wird. Ein solches Szenario ist extrem hypothetisch, denn neben einem großen Dampferzeugerleck ist auch das Versagen der Abschaltung der Speisewasserpumpen und des Primärgasgebläses zu unterstellen. Die stationär berechnete Reaktivitätszufuhr von 2.4 Nile könnte nominal von dem Kontrollsystem kompensiert werden. Der tatsächliche Ablauf eines solchen Störfalles wäre jedoch stark von dynamischen Aspekten geprägt, insbesondere dann, wenn das Versagen der Abschalteinrichtungen zusätzlich angenommen wird. Dem Zusammenspiel von Reaktivitätszufuhr, inhärent wirkender Temperaturgegenkopplung und Wasserdampfkorrosion graphitischer Einbauten kommt dann ganz besondere Bedeutung zu. Einige Untersuchungen hierzu werden in Abschnitt 7.2 erörtert.

Der weitere grob gestrichelte Teil der Kurve I in Abb. 32 auf Seite 80 ist zwar rechnerisch ermittelt, doch ist die Realisation schwer vorstellbar, da der Partialdruck des Dampfes den Grenzdruck des Abblasssystems überschreitet. Anstatt die Möglichkeiten für diese hypothetische Situation zu erörtern, wird hier eine einfache Modifikation der Reaktorbeschildung untersucht, die zum Kritikalitätsverlauf der Kurve II führt [SUN92, TEUC93]. Hierbei entfällt ein Anstieg der Kritikalität nahezu vollständig.

Die Modifikation besteht einfach darin, daß den Chargen der Brennelementzufuhr reine Graphitkugeln ohne Brennstoffeinsatz beigegeben werden. Im Beispiel der Kurve II wird

1/4 der Beschickung mit Graphitkugeln bestritten. Das veränderte Moderationsverhältnis bedingt eine Erhöhung des relativen Absorptionsbeitrages des Wasserstoffes, und es reduziert den Effekt der Spektrumsverschiebung durch das Wasser. Die Wirkung der Graphitkugeln ist bereits aus Untersuchungen des Wassereinbruchs in der Einlaufphase bekannt, da hier anfänglich nahezu 50% Graphitkugeln eingesetzt werden [FELT91].

		Referenz	Zugabe von Graphitkugeln
Schwermetallbeladung	g/Kugel	7	7
Graphitkugel-Anteil	%	0	25
Moderationsverhältnis	C/SM	553	739
Anreicherung des Brennstoffes	%	7.77	8.17
Kugelverweilzeit	Tage	1007	762
Konversionsrate		0.46	0.39
Neutronenabsorption in Spaltprodukten	%	7.3	7.5
Leckage	%	14.2	16.7
Mittl. thermischer Neutronenfluß	$10^{14}/\text{cm}^2 \text{ sec}$	0.71	1.02
Spaltstoffinventar ^{235}U	kg/GW	429	320
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$	kg/GW	71	42
Beschickung ^{235}U	kg/GWd	0.960	1.002
U_3O_8 -Bedarf	kg/GWd	238	248
Trennarbeit	kg SWU/GWd	171	181
Brennstoffzykluskosten	Dpf/KWh _e	2.17	2.20
Leistungsdichte, Max./Mittel.		1.71	1.76
Max. Kugelleistung	KW/Kugel	1.37	2.09
Max. Brennstofftemperatur	°C	856	899
Integrierte Nachwärme über 33 Stunden	MWh	48.0	46.4
Max. Brennstofftemp. bei Druckverlust	°C	1535	1507

Tab. 8. Gleichgewichtszyklus bei Zugabe von Graphitkugeln

Um einen vergleichbaren Abbrand zu erzielen, wird eine leichte Erhöhung der Urananreicherung in den frischen Brennelementen von 7.77 → 8.17% vorgesehen (Tab. 8). Der wichtigste Unterschied ergibt sich in der Leistungsbelastung der Kugeln. Das Maximum erhöht sich von 1.4 auf 2.1 KW/Kugel, doch liegt dies noch immer erheblich unter dem zulässigen Grenzwert von 4.5 KW/Kugel. Des weiteren ergibt sich eine nennenswerte Reduzierung in Brennstoffinventar und Kugelverweilzeit. Hiermit ist ein gewisser Einfluß auf die Wirtschaftlichkeit verbunden, allerdings ist etwa die Hälfte des geringen Unterschiedes der Brennstoffzykluskosten auf die Fabrikation der Blindkugeln zurückzuführen, die in der Rechnung in gleicher Weise wie die Brennelemente erneuert

werden. Ein anderer Einfluß bezieht sich auf die Nachzerfallswärme der Spaltprodukte, welche im Störfall die Erhöhung der Brennstofftemperatur bewirkt. Aufgrund geringeren Spaltproduktinventars ist die Nachzerfallswärme im Fall mit Graphitkugeln etwas geringer.

Das Verständnis des Reaktivitätseffektes von eindringendem Wasser ergibt sich in folgender Weise. Die Neutronenverluste pro Quellneutron werden in drei Teile unterteilt:

1. Die Absorption in Wasserstoff

$$H = \frac{\Sigma_a(H_2) \cdot \phi}{v\Sigma_f \cdot \phi}$$

2. Die Absorption in allen übrigen Nukliden. Sie verändert sich bei eindringendem Wasser aufgrund des sich verändernden Neutronenspektrums

$$S = \frac{\Sigma_a(\text{andere Nuklide}) \cdot \phi}{v\Sigma_f \cdot \phi}$$

3. Die Leckage. Sie verändert sich aufgrund der sich verändernden räumlichen Verteilung des Neutronenflusses

$$L = \frac{Leakage}{v\Sigma_f \cdot \phi}$$

Die Summe aller 3 Terme gibt den Kehrwert der Kritikalität

$$H + S + L = \frac{1}{K_{eff}}$$

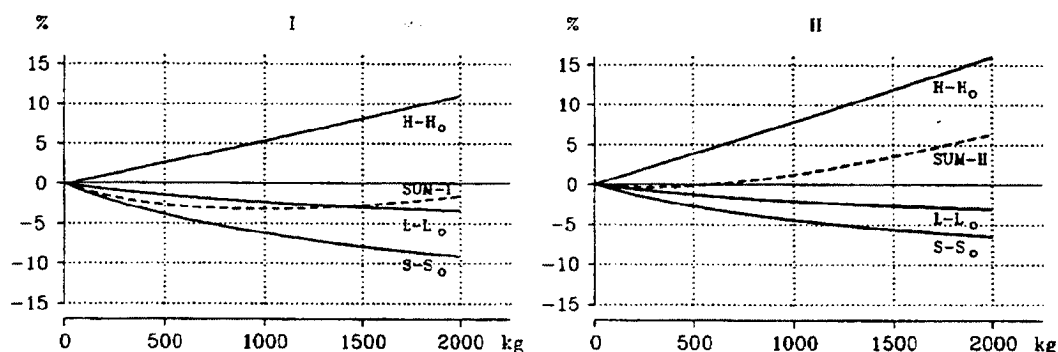


Abb. 36. Aufschlüsselung der Neutronenbilanz bei Wassereinbruch
I: Referenzfall, II: Zugabe von 25% Graphitkugeln

In Abb. 36 sind die Veränderungen dieser 3 Terme aufgetragen, wie sie sich bei eindringendem Wasser gegenüber ihren Anfangswerten ohne Wasser H_0 ($=0$), S_0 und L_0 ergeben. Naturgemäß bedingt der Wasserstoff eine zusätzliche Neutronenabsorption $H-H_0$, die nahezu linear anwächst. Bei dem Referenzfall (Abb. 36,I) wird dieser Effekt

allerdings überkompensiert durch Erweichung des Neutronenspektrums ($S-S_0$) und durch verminderte Leckage ($L-L_0$). Die Bilanz gibt die gestrichelte Kurve

$$\text{SUM} = H - H_0 + S - S_0 + L - L_0 = \frac{1}{K_{\text{eff}}} - \frac{1}{K_{\text{eff}_0}}$$

wobei $K_{\text{eff}_0} = 1$ ist. Sie stellt den Zusammenhang mit Kurve I in Abb. 32 her.

Der Einfluß der Graphitkugeln zeigt sich in Abb. 36, II. Die relativ höhere Absorption des Wasserstoffes ($H-H_0$) erklärt sich durch das geringere Spaltstoffinventar im Reaktor (Tab. 8 auf Seite 86). Der geringere Einfluß des Wassers auf das Spektrum ($S-S_0$) resultiert aus der besseren Neutronenmoderation durch die Graphitkugeln. Die Leckage bleibt nahezu unverändert. Es resultiert eine erheblich unterschiedliche Summenkurve SUM-II, und hierdurch wird der überraschend günstige Verlauf der Kurve II in Abb. 32 verständlich.

Es sollte hinzugefügt werden, daß mit Verkleinerung des Reaktivitätseffektes beim Wassereinbruch durch verstärkte Neutronenmoderation stets auch eine Verlagerung des Reaktivitätsmaximums zu kleineren Wassermengen einhergeht. Damit vergrößert sich die Wahrscheinlichkeit, bei Störfällen in Bereiche positiven Voidfeedbacks zu gelangen. Dort (rechts vom Maximum in Abb. 32 auf Seite 80) führt eine Wasserdampfverminderung etwa durch Temperatursteigerung zu größerer Reaktivität, d.h. zu einem instabilen Reaktorverhalten. Die Bedeutung dieses Effektes für die modifizierte Beschickung ist noch zu untersuchen.

7.1.2 Massiver Lufteinbruch

Zur Bestimmung der Reaktivitätswirkung eines massiven Lufteinbruchs in das MODUL-Core wird angenommen, daß durch eine störfallbedingte Öffnung des Primärkreises nicht nur eine Druckentlastung, sondern auch ein schneller Austausch des Heliuminventars durch Umgebungsluft stattfinden würde. Ausgangszustand hierbei soll der Vollastbetrieb des Reaktors sein.

	K_{eff}	K_{eff}	ΔK_{eff}
	bei 60 bar He	bei 1 bar Luft	
Gleichgewichtscore	1.0000	0.99324	-0.00676
Erstcore	1.0000	0.98353	-0.01647

Tab. 9. Reaktivitätseffekt eines massiven Lufteinbruchs

Im Gleichgewichtszustand hat das Core sein höchstes Brennstoff- und das höchste Spaltstoffinventar. Im Erstkern sind diese im Vergleich zum Gleichgewichtskern um ca. 50% reduziert, was mit einer deutlich unterschiedlichen Reaktivitätswirksamkeit der eingedrungenen Luftmenge verbunden ist. Für diese beiden begrenzenden Abbrandzustände des Cores wurde nun ein extrem schneller Austausch des Kühlmittelinventars

unter einem Druck von 60 bar durch Luft bei 1 bar ohne Abkühlung des Cores angenommen.

Die resultierenden Reaktivitätseffekte sind in Tab. 9 auf Seite 88 dargestellt. Generell ist mit dem massiven Lufteinbruch kurzfristig ein Reaktivitätsverlust durch die Neutronenabsorption des Stickstoffes verbunden, der je nach Belade- und Abbrandzustand des Cores zwischen $\Delta K_{\text{eff}} = -1.65\%$ und $\Delta K_{\text{eff}} = -0.67\%$ beträgt, d.h. der Reaktor wird in jedem Fall unterkritisch.

7.1.3 Extreme Kerndeformation bei Druckbehälterversagen

Grundüberlegungen

Neben den vielen Folgen, die ein Druckbehälterversagen des HTR-Moduls hervorrufen kann, ist immer wieder die Frage einer möglichen Überkritikalität des Reaktorcores als Problem dargestellt worden. Jedoch sind bisher noch keine genaueren Betrachtungen dazu ausgeführt worden. Es ist also zu klären, mit welchen Überschußreaktivitäten nach einem Behälterversagen zu rechnen ist und vor allem, welche Bedeutung diesen dann zuzumessen ist.

Die prinzipielle und grundlegende Schwierigkeit besteht darin, daß über die genaue Form der Bruchstücke und deren Anordnung in der Reaktorkaverne nach einem Behälterbersten nichts bekannt ist. In diesem Fall kann man versuchen, vereinfachte Modelle zu erstellen, die unter Verwendung vorhandener Rechenprogramme bearbeitet werden können. Unter solchen Annahmen können dann zumindest Hinweise auf die Größenordnung etwaiger Überkritikalitäten erhalten werden.

Grundlegende Annahme für die hier durchgeführten Rechnungen war, daß der Kugelhaufen (oder der verbleibende Rest) eine Zylinderform beibehält. Bedingt durch das Bersten soll sich jedoch ein anderes Höhe zu Durchmesser Verhältnis (H/D) einstellen können. Dies ist für einen tatsächlichen Berstvorgang eine recht extreme Forderung und über die Realitätsnähe eines solchen Modells kann sicherlich diskutiert werden. Es erlaubt jedoch zumindest eine grobe Abschätzung der zu erwartenden Überkritikalität beim Behälterbersten.

Ohne Berücksichtigung von zusätzlichen, moderierenden Medien (Wassereinbruch) kann eine solche entweder durch eine echte Kompaktierung des Kugelhaufens, d.h. durch eine Verringerung des Leervolumenanteils der Kugelschüttung ($\varepsilon = 0.39$), oder durch eine Verbesserung der Neutronenökonomie aufgrund einer Reduktion der Leckage durch Geometrieänderung des Gesamtkerns entstehen. Eine echte Kompaktierung des Kerns ist durch die beim Behälterbersten entstehenden Beschleunigungen denkbar, kann aber auch durch Langzeitprozesse, wie z.B. Korrosion, ausgelöst werden. Ohne diesen Punkt weiter zu diskutieren, kann davon ausgegangen werden, daß zu diesem (späteren) Zeitpunkt genügend Absorbermaterial in die Kugelschüttung eingebracht wurde und die Anordnung somit unterkritisch ist.

Als Initialvorgang kann ein Längsriß oder ein Radialriß des Reaktordruckbehälters angenommen werden. Ein Teilbetrag der gespeicherten Druckenergie muß für die Verformung des Wandmaterials aufgebracht werden. Der Kugelhaufen wird sich nach Beendigung des Berstvorganges in neuer Form im Inneren der Betonzelle sammeln. Da-

bei ist zu beachten, daß dies offenbar nur möglich sein kann, wenn direkte Wege für das Austragen der Brennelemente nicht möglich sind und die Kugeln durch die Reflektorstruktur zurückgehalten werden.

In Abhängigkeit vom H/D Parameter können dann für verschiedene Berstszenarien Überschußreaktivitäten berechnet werden.

Modellierung des Problems mit V.S.O.P.

Der Berstvorgang resultiert in einer schnellen dynamischen Bewegung mit Geometrie-Veränderung. Dieses ist prinzipiell mit einem stationären Programm natürlich nicht darstellbar. Aber auch die Programmtechnik erlaubt in fast allen Fällen keine freie Veränderung der geometrischen Anordnung.

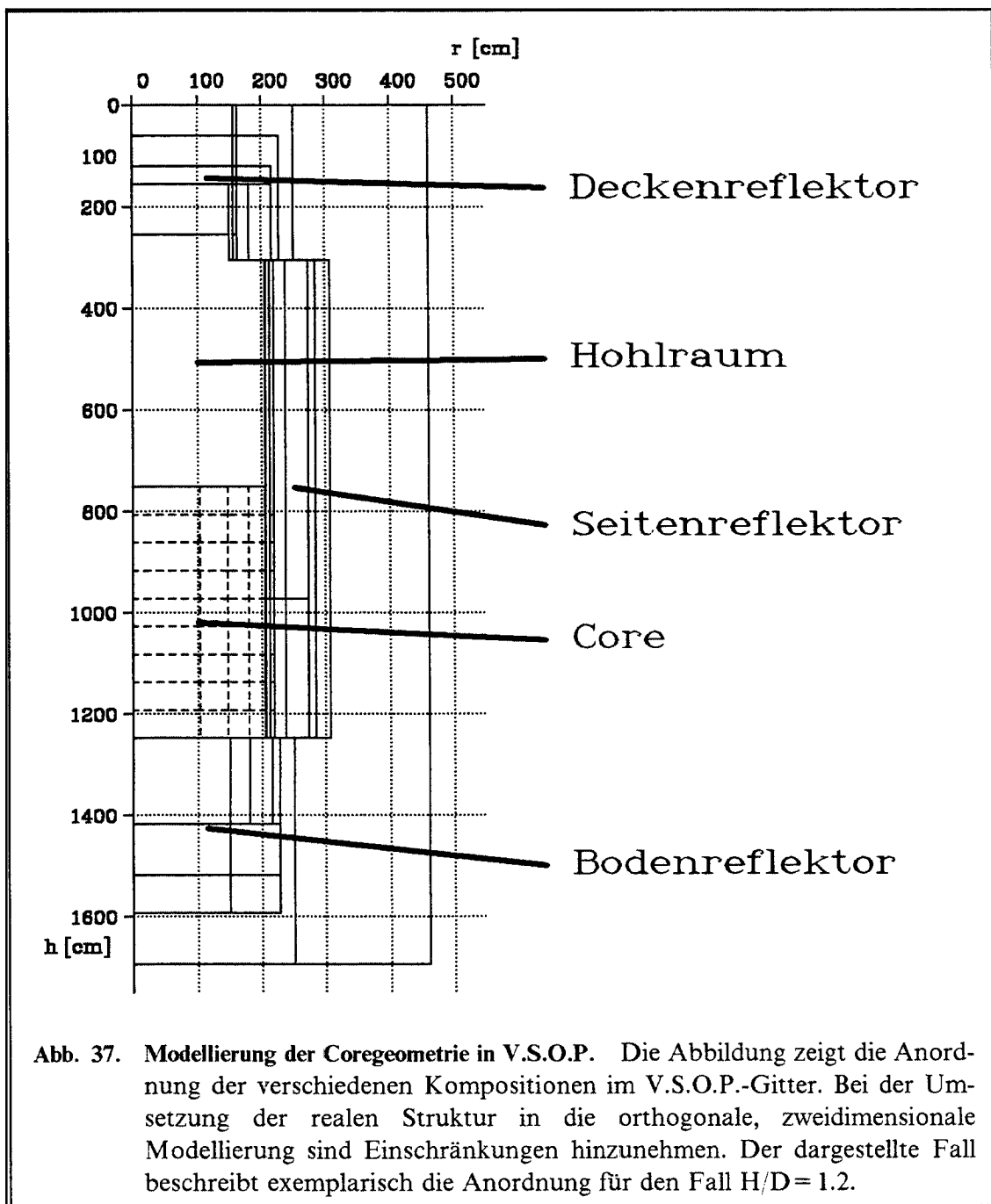
Für das Programmsystem V.S.O.P. [TEUC94] wurde zur Lösung dieser Schwierigkeit folgender Weg beschritten. Das Problem wird in zwei Teilaspekte unterteilt, die jeweils getrennt voneinander analysiert werden. Im ersten Schritt wird eine Standardmodellierung des HTR-Moduls für V.S.O.P. betrachtet [TEUC92]. Darin wird in üblicher Weise die Standardgeometrie zugrundegelegt, ein bestimmtes betriebliches Beschickungsprogramm der Brennelemente simuliert und so die Nuklidzusammensetzung der verschiedenen Raumbereiche des Reaktorkerns aufgrund des Abbrandgeschehens berechnet. Das Ergebnis dieser Berechnung ist dann das sogenannte Gleichgewichtscore, welches sich nach etwa 4 Betriebsjahren einstellt.

Im zweiten Schritt wird eine modifizierte Geometrie als Struktur gewählt. Abb. 37 auf Seite 91 ist ein Beispiel für eine solche deformierte Reaktorstruktur. Dabei ist es möglich, nahezu jede beliebige Lageveränderung der Brennelemente zu simulieren. Werden die Kugeln durchmischt, so läßt sich das z.B. durch eine Zufallsverteilung der Nukliddichten aus dem Standardmodell auf die einzelnen Kugelschüttungsbereiche simulieren.

Die Abbildung zeigt den Fall einer veränderten Coregeometrie für ein H/D-Verhältnis von 1.2. Die verschiedenen Bereiche (Kompositionen) kennzeichnen Gebiete gleicher physikalischer Eigenschaften. Das Core selbst besteht aus vier sogenannten axialen Kanälen (aufgrund der Rotationssymmetrie in Ringform), die das Fließverhalten der Brennelemente nachbilden. Diese Kanäle selbst sind in 9 Layer eingeteilt, die jeweils eine Mischung von 10 Batches darstellen. Ein Batch ist stellvertretend für eine Gruppe von Brennelementen mit gleicher Nuklidzusammensetzung, bzw. gleichem Abbrand.

Diese Strukturen sind für die deformierte Anordnung weitgehend beibehalten worden (z.B. Bodenreflektor, Deckenreflektor, Seitenreflektor). Die Veränderung des H/D-Verhältnisses wird durch ein Verschieben des Seitenreflektors nach außen bewirkt.

Mit diesem Modell können so verschiedene Berstszenarien betrachtet werden. Parameter dieser Betrachtungen ist hierbei das H/D-Verhältnis der Kugelschüttung. Als weitere Randbedingung wird vorausgesetzt, daß die Temperaturverteilung des Materials erhalten bleibt, d.h. eine Beeinflussung durch den Ausströmvorgang wird nicht berücksichtigt.



Betrachtung verschiedener Berstszenarien

Mit dem V.S.O.P.-Paket wurden Rechnungen durchgeführt, die die folgenden Berstszenarien darstellen:

- Kompaktierung des Cores mit Deckenreflektor
- Kompaktierung ohne Deckenreflektor

Eine veränderte Coregeometrie wird genau dann einen Maximalwert der Überschußreaktivität aufweisen, wenn der neuformierte Kugelhaufen mit einer 'optimalen'

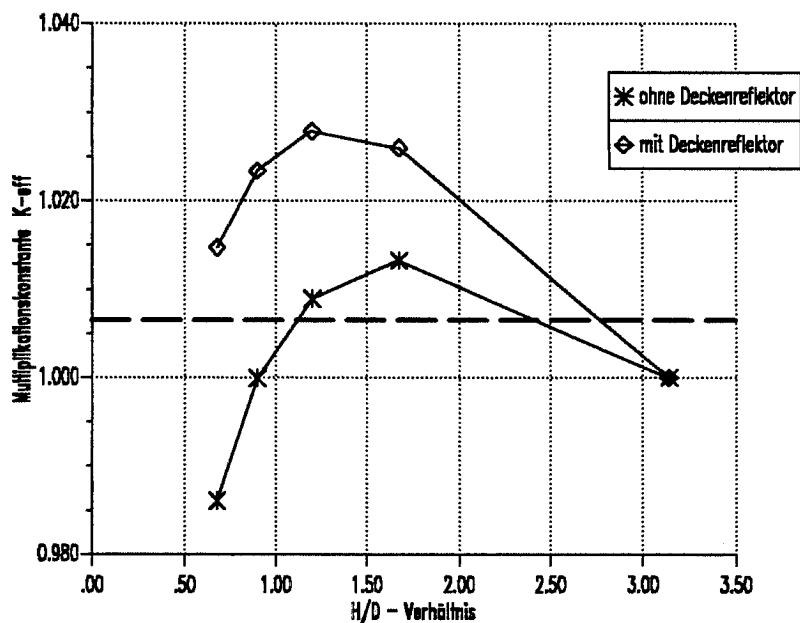


Abb. 38. k_{eff} -Werte: Die Abbildung zeigt Werte für die effektive Multiplikationskonstante in Abhängigkeit vom H/D-Verhältnis. Betrachtet wurden zwei unterschiedliche Berstszenarien.

Schichtdicke von Reflektormaterial umgeben ist. Dieses Material kann wiederum nur aus der Struktur des Reaktors entnommen werden. Im betrachteten Fall wird daher der Zylinder der Kugelschüttung kompaktiert und gleichzeitig der Deckenreflektor auf die Schüttung fallen. Auslöser kann z.B. ein Längsriß im Reaktordruckbehälter sein.

Im zweiten Fall wird davon ausgegangen, daß der Deckenreflektor nicht mehr vorhanden ist. Dabei ist von untergeordneter Bedeutung, ob bei den Rechnungen angenommen wird, daß der Deckenreflektor in seiner ursprünglichen Position verbleibt oder durch den Berstvorgang vollständig von dem Reaktor abgetrennt und aus der Primärzelle ausgeschleudert wird (Radialriß im Druckbehältermantel).

In beiden dargestellten Fällen wird von einem 'effektiven' Seitenreflektor ausgegangen, d.h. die Nuklidichten des Seitenreflektors werden dem vergrößerten Volumen angepaßt. Einzelne Risse und Spalte im Seitenreflektor können nicht dargestellt werden.

Die Abb. 38 zeigt die mit V.S.O.P. berechneten Werte der Multiplikationskonstanten k_{eff} in Abhängigkeit vom H/D-Verhältnis.

Für das erste Szenario erhält man einen Maximalwert für die zu erwartende Überschußreaktivität von $\rho = 2.7 \text{ Nile}$ bei $H/D = 1.2$. Ohne die Reflektorwirkung des

Deckenreflektors sinkt die Überschußreaktivität auf einen Wert von $\rho = 1.3$ Nile bei größerem H/D-Verhältnis.

Bewertung der Ergebnisse

Wenn schon das Behälterbersten hinreichend unwahrscheinlich und gleichsam eine Umformung des Cores in eine kompaktere Form undenkbar, aber nicht unmöglich erscheint, so ist zu überlegen, welche Bedeutung den verschiedenen Berstszenarien zukommt.

Der Maximalwert einer Überschußreaktivität wird unter Berücksichtigung der Reflektorwirkung eines Deckenreflektors erreicht. Dieser Fall ist möglich, aber hinreichend unwahrscheinlich. In Folge des Berstens wird, da ja die Struktur des Reaktordruckbehälters nicht vollständig zerstört wird, eine Entlastung über Risse und Spalte erfolgen. Ein Verlust von Brennelementen ergibt eine Verminderung von $k_{eff} \approx -1.3 \cdot 10^{-3}$ je Prozent Brennelementverlust. Zu erwarten ist ein Szenario 'ohne Deckenreflektor'.

Für die berechneten Überschußreaktivitäten muß nunmehr eine Analyse der dadurch implizierten schnellen Transienten unter Berücksichtigung von Gegenkopplung durch negative Temperaturkoeffizienten erfolgen. Weiterhin ist eine Betrachtung der Belastung der Coated Particles durch diese Leistungstransienten unabdingbar. Diese Untersuchungen wurden bereits in Angriff genommen. Die dynamischen Effekte werden dabei mit einfachen neutronenkinetischen Modellen bei detaillierter Beschreibung der Wärmeleitung in einem Coated Particle dargestellt. Erste Ergebnisse dazu werden in Kürze vorliegen.

7.1.4 Ausfall der Langzeitabschaltung nach einem Druckentlastungsstörfall

Im Falle eines Druckentlastungsstörfalles wird der Wärmetransport durch das Kühlmittel Helium aus dem Reaktorkern weitestgehend unterbrochen. Aufgrund der dann ansteigenden Brennstofftemperatur schaltet sich der Reaktor gemäß dem negativen Temperaturkoeffizienten auch ohne Aktivierung des Regelsystems nuklear ab. Durch Verfahren der Regelstäbe bzw. langfristig durch Einbringen der "kleinen Absorberkugeln" (KLAK) in den Seitenreflektor würde in einem solchen Falle der Reaktor für beliebig lange Zeit unterkritisch gehalten.

Im folgenden wird das nukleare Geschehen im Core für die hypothetische Verkettung folgender Ereignisse dargestellt:

1. Kühlmittelverlust des Cores durch Druckentlastung;
2. Nichtaktivierung oder Klemmen aller Regelstäbe (das erste Abschaltssystem bleibt in unveränderter Position entsprechend dem Vollastbetrieb);
3. Auch das zweite Abschaltssystem (KLAK) kann nicht aktiviert werden.

Für diese Störfallsituation ist zu zeigen, ob und wann der Reaktor bei allmählicher Abkühlung durch das Flächenkühlsystem der Betonzelle wieder kritisch wird. Abb. 39 zeigt die Charakteristica dieses Störfallablaufes.

Nach Druckentlastung des Reaktors steigen die Brennelementtemperaturen infolge der Zerfallsleistung der Spaltprodukte und des Brennstoffs zunächst schnell an. Hierdurch

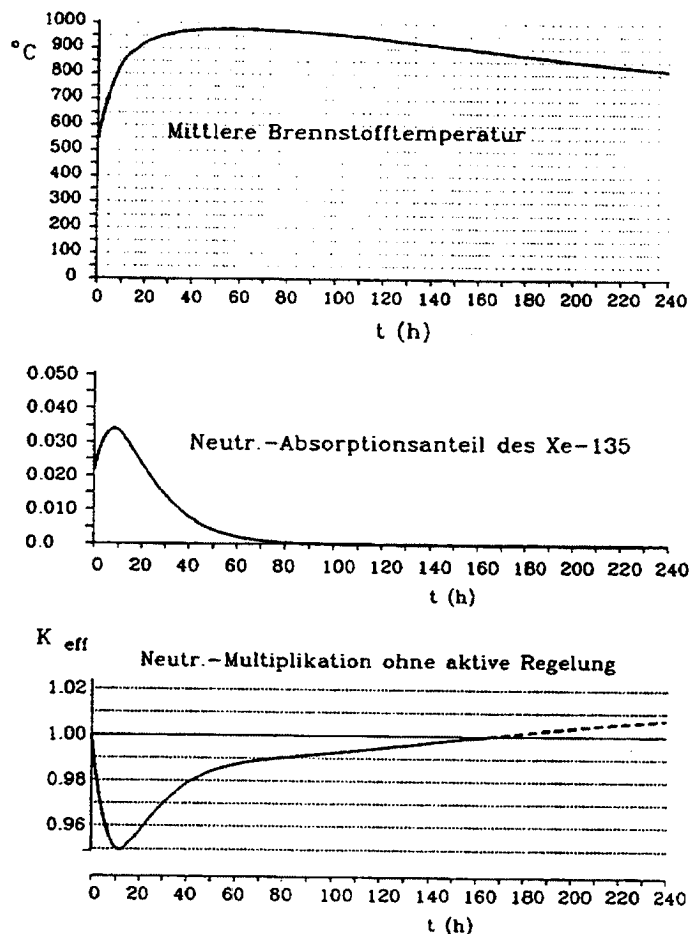


Abb. 39. Rekritikalität bei Druckentlastungsstörfall

und durch den Zerfall des ^{135}I zu ^{135}Xe sinkt die Neutronenmultiplikation des Reaktors innerhalb der ersten ca. 10 Stunden um $\Delta K_{\text{eff}} \approx -0.05$, d.h. der Reaktor ist im sicher abgeschalteten Zustand.

Nach ca. 60 Stunden hat der Mittelwert der Brennelementtemperaturen das Maximum von nominell 970 $^{\circ}\text{C}$ erreicht. Durch den zwischenzeitlichen, nahezu vollständigen Zerfall des ^{135}Xe ist zu diesem Zeitpunkt der Reaktor nur noch um ca. 1% ΔK_{eff} unterkritisch. Die Nachwärmeleistung des Cores ist jetzt von anfänglich 6.4% der Core-Vollastleistung auf 0.4% vermindert, und die Brennstofftemperatur beginnt zu sinken. Entsprechend dem negativen Temperaturkoeffizienten steigt in der Folge die Reaktivität des Reaktors stetig an.

Nach etwa 160 Stunden ist das "Wieder-kritisch-werden" des Reaktors zu erwarten – vorausgesetzt, daß auch bis zu diesem Zeitpunkt keines der Abschaltssysteme aktiviert werden kann und das Flächenkühlsystem in Betrieb bleibt. Zu diesem Zeitpunkt ist die mittlere Brennstofftemperatur auf ca. 900 $^{\circ}\text{C}$ abgeklungen. Aufgrund von Untersuchungen am AVR-Reaktor ist zu erwarten, daß die Leistungserzeugung wieder auflebt

und sich auf einem sehr niedrigen Niveau einpendelt, bei dem die mittlere Temperatur im wesentlichen derjenigen entspricht, welche zum Zeitpunkt der Rekritikalität herrscht.

7.2 Dynamische Analysen

(W. Scherer, H. Gerwin)

Zur Beschreibung schnell ablaufender transients Zustandsänderungen des Reaktors sind quasistationäre Ansätze nicht geeignet, vielmehr ist eine explizite zeitliche Verfolgung des dynamischen Vorganges erforderlich. Wegen der bei Reaktivitätsunfällen im hypothetischen Bereich eminent wichtigen Kopplung zwischen nuklearer Leistung und Brennstofftemperatur kommt auch eine Separation der nuklearen von der thermodynamischen Rechnung nicht in Frage. Das Dynamikprogramm TINTE [GERW87] ist daher ein angemessenes Werkzeug für Analysen in diesem Bereich.

Für den Hochtemperaturreaktor kann es nur in sehr wenigen und extrem hypothetischen Fällen zur schnellen Freisetzung einer größeren Reaktivität kommen. Hierzu gehören einmal Szenarien, bei welchen der nahezu prompte Verlust aktiver Abschalteinrichtungen unterstellt wird. Dazu ist nach aller heutiger Kenntnis ein massives Behälterversagen (abruptes Bersten) Voraussetzung. Nur dabei kann überhaupt eine hinreichend große Druckdifferenz zum Aufbau von Beschleunigungskräften in extrem kurzer Zeit aufgebaut werden. Es sollte zur Einordnung eines solchen Szenarios nicht unerwähnt bleiben, daß heute ein Bersten des Druckbehälters für LWR in den Risikostudien wegen zu geringer Eintrittswahrscheinlichkeit nicht betrachtet wird [GRS89].

Eine weitere Möglichkeit für schnelle Leistungstransienten besteht in der Annahme des Entstehens großer Dampferzeugerleckagen verbunden mit dem Versagen des Reaktorschutzsystems. Bei angenommenem Weiterbetrieb von Primärgasgebläse und Speisewasserpumpen und angenommenem Versagen der aktiven nuklearen Abschalteinrichtungen bewirkt das dann in den Primärkreis einströmende Wasser/Dampf-Gemisch einen Reaktivitätsanstieg, der eine höchst komplexe, von der räumlichen und zeitlichen Verteilung des Dampfes abhängige Leistungstransiente initiiert. In diesem Fall ist nicht nur der Kurzzeitaspekt von Bedeutung, denn da die Reaktortemperatur langfristig hoch bleibt, wird es zu größerer Korrosion der Brennelemente und des Reflektorgraphits kommen.

Schließlich kann es durch Behälterbersten, wie bereits in Abschnitt 7.1 behandelt, zu einer völligen Umkonfigurierung des Cores kommen, was mit erheblichen Reaktivitätseffekten verbunden sein kann. Die dynamischen Effekte für derartige hypothetische Szenarien sind heute nur grob und dann auch mit einfachen programmtechnischen Methoden vorhersagbar.

7.2.1 Extremes Austreiben von Abschaltelementen

Einführung und Problemstellung

Im HTR-MODUL Reaktor dienen sechs Absorberstäbe zur Schnellabschaltung und Reaktorregelung. Die Reaktivitätswirksamkeit dieser Stäbe ist bewußt klein gehalten,

um die bei eventueller Fehlfunktion erzeugbare Überkritikalität stark einzuschränken. Damit wird eine Minderung des Teillastregelbereiches auf max. 50% in Kauf genommen.

Zur Langzeit-Kaltabschaltung des Reaktors sind insgesamt 18 Kleinabsorberkugelsysteme (KLAK) vorhanden. Bei diesen wird eine Vielzahl kleiner borcarbid-haltiger Graphitkugeln von 1 cm Durchmesser in axiale Bohrungen des Seitenreflektors eingeschüttet. Diese Abschaltsysteme können insgesamt ca. 13 Nile Reaktivität binden und so den Reaktor beliebig lange kalt unterkritisch halten.

Im Rahmen des sicherheitstechnischen Genehmigungsverfahrens werden Fehlfunktionen der Abschalteinrichtungen, wie etwa das unprogrammgemäße Ausfahren eines oder mehrerer Absorberstäbe in der Auswirkung auf das neutronenphysikalische und thermohydraulische Verhalten des Reaktors untersucht. Dabei werden aus dem Kraftwerksbetrieb zu erwartende oder doch plausible Randbedingungen zugrundegelegt. Insbesondere wird im allgemeinen die Funktionsfähigkeit zumindest eines Teils der sonstigen Reaktorschutzsysteme angenommen. Im für den MODUL-HTR von der Firma Siemens/Interatom erstellten Sicherheitsbericht [MODU88] wurde gezeigt, daß dann von solchen Störfällen ausgehend keine signifikanten Schäden erzeugt werden können.

Die Untersuchung hypothetischer Störfälle erstreckt sich auch auf Ereignisse, bei denen ein teilweiser oder gänzlicher Verlust der Reaktivitätsbindung durch die Abschaltsysteme unterstellt wird. Zur Beurteilung der Folgen derartiger Ereignisse ist die Frage nach der Zeitspanne, in welcher der Absorberverlust eintritt, von entscheidender Bedeutung. Experimente der Firma Siemens haben z.B. ergeben, daß es nach einem unterstellten Abriß der KLAK-Rückführungsleitung im unteren Teil des KLAK-Systems mindestens 30 Sekunden dauert, bis die Kleinabsorber infolge der Schwerkraftwirkung aus den Reflektorbohrungen ausgelaufen sind.

Bezüglich der Fragestellung, ob eine katastrophenfreie Kerntechnik möglich sei, d.h. eine Kerntechnik, bei der aller Schaden durch Störfälle auf die Anlage selbst beschränkt bleibt und daher keine Katastrophenschutzmaßnahmen für die Bevölkerung notwendig sind, muß der Bereich möglicher Störfallauslöser weit über die bisher betrachteten Szenarien ausgedehnt werden. So sind bei Unterstellung eines schnellen Druckbehälterversagens (Bersten) Beschleunigungskräfte infolge von Druckdifferenzen vorstellbar, die zu einem sehr viel schnelleren Austreiben der Abschaltsysteme führen könnten. Abschätzungen zu dieser Frage lassen Zeiträume in der Größenordnung von 1 Sekunde als untere Grenze denkbar erscheinen. Dabei sollte allerdings nicht vergessen werden, daß derartige Druckkräfte auch erhebliche Auswirkungen auf die Geometrie des Reaktorkerns selbst haben dürften, so daß die Annahme des Bestehenbleibens der ursprünglichen Reaktorkonfiguration eine in ihrem Aussagewert noch zu analysierende Hypothese darstellt.

Da es schwerfällt, so etwas wie den schlimmsten aller denkbaren Störfälle zu definieren, erscheint es sinnvoll, zunächst das Reaktorverhalten bei parameterartig variierten Anfangsbedingungen zu analysieren und daraus eine Bewertung für physikalisch noch plausible Bereiche zu erarbeiten.

Für die hier interessierende Fragestellung des Reaktivitätseffektes versagender Abschalteinrichtungen bedeutet das die Untersuchung des Absorberverlustes in kurzer Zeit.

Parameter ist eben die Zeit, in welcher die Abschalteinrichtungen ihre Wirksamkeit verlieren. Die Ursache für einen solchen Wirksamkeitsverlust wird zunächst nicht näher betrachtet.

Unter diesem Aspekt sind Berechnungen zum schnellen Verlust der Absorberstabwirksamkeit und zum schnellen Verlust aller KLAKE-Systeme mit dem Programmsystem TINTe [GERW87, GERW89a] durchgeführt worden. Im Vordergrund stand dabei das Reaktorverhalten während der ersten Minute nach dem Störfallbeginn. Dieses ist weitgehend unabhängig von den globalen Kühlungsbedingungen und im wesentlichen durch Neutronenphysik und lokalen Wärmetransport innerhalb der Brennelemente bestimmt. Nach etwa einer halben Minute wird die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern zu einer spürbaren Randbedingung für den weiteren Verlauf des Geschehens. Später spielt auch die Xenodynamik eine Rolle. Das Zusammenspiel dieser Effekte für das Langzeitverhalten des Systems wird hier nicht betrachtet, weil es außerhalb des Rahmens dieser Untersuchung liegt.

Durchgeführte Berechnungen

Zunächst wurde der schnelle Verlust der Abschaltstäbe betrachtet.

Ausgehend vom stationären Vollastbetrieb wird die dann in den Absorberstäben gebundene Reaktivität von 1.2 Nile schnell freigesetzt. Die Freisetzungszeit wird zwischen 10 Sekunden und 0.1 Sekunde variiert. Verglichen mit den konstruktiv maximal möglichen Stabfahrzeiten (max. 1 cm/s Fahrgeschwindigkeit) liegen hier extreme Verhältnisse vor. Als physikalisches Modell könnte etwa der freie Fall aller Stäbe herangezogen werden (ca. 1.4 s für 10 m).

Wie schon erwähnt spielt die globale Kühlung während der eigentlichen Transiente nur eine untergeordnete Rolle. Zur pessimistischen Abschätzung wurde volles Weiterlaufen des Gebläses mit nominalem Volumenstrom und weitere Normalbespeisung des Dampferzeugers angenommen. Die im Kreislauf befindliche Gasmenge wurde als zeitlich konstant vorausgesetzt, um den Druckaufbau beobachten zu können.

Die Reaktion des Reaktors wird wesentlich von den wärmetechnischen Gegebenheiten in der Kugel, besonders in den Coated Particles bestimmt sein. Da der effektive Anteil verzögerter Neutronen im Gleichgewichtskern des HTR-MODUL ca. 0.5% entspricht, bedeutet das Freisetzen von 1.2 Nile Reaktivität, daß der Reaktor ohne Temperaturregelenkopplung mehr als zweifach prompt überkritisch wäre. Die Retardierung durch die verzögerten Neutronen kann deshalb nur sehr begrenzt wirksam werden.

Entscheidend ist hingegen die Aufheizgeschwindigkeit der Coated Particles. Hierfür sind deren Wärmekapazität sowie die Wärmeleitfähigkeit zum Graphitpellet der Brennelemente maßgeblich. Eine kleine Wärmekapazität der CP-Kerne ist am Beginn der Transiente von Vorteil, da dann die Temperaturregelenkopplung durch den Dopplereffekt schnell einsetzen kann. Weil aber der Dopplerkoeffizient mit steigender Temperatur betragsmäßig immer kleiner wird, ist später eine gute Wärmeableitung in die CP-Umgebung wichtig, da dann der bei hohen Temperaturen stark negative Moderator-temperaturkoeffizient wirksam werden kann.

Zur hinreichend genauen Beschreibung des Transientenverlaufs ist also ein Modell des Wärmetransportes vom CP-Kern in seine Umgebung zwingend erforderlich. Ein solches ist in TINTE implementiert worden, allerdings in einer einfachen Form, in welcher die Temperaturabhängigkeit der CP-Wärmeleitfähigkeit nicht berücksichtigt wird. Ferner wird angenommen, daß die Coated Particles wärmetechnisch so behandelt werden können, als ob nackte CP-Kerne in die Graphitmatrix eingebettet wären. So können Effekte, die durch die Struktur der verschiedenen Coating-Schichten bewirkt werden, nicht berücksichtigt werden. In einer gesonderten Analyse sollte geklärt werden, ob diese vereinfachenden Annahmen zu einer hinreichend genauen Beschreibung des Reaktorverhaltens führen.

In einem zweiten Abschnitt wurde das schnelle Austreiben der KLAKEs behandelt.

Ausgehend vom stationären Vollastbetrieb werden in der Rechnung alle KLAKE-Systeme aktiviert, d.h. -13 Nile Reaktivität in den Reaktor gegeben. Das Gebläse bleibt auf Vollast und die Dampferzeugerbespeisung ebenfalls. Dadurch wird der Reaktor schnell kaltgefahren und für etwa 3 volle Tage kalt gehalten. Dann ist das Xenon praktisch völlig zerfallen. Der dann vorliegende Reaktorzustand wird als Ausgangspunkt für die folgenden Störfalltransienten verwendet.

Zu Beginn der Störfalltransiente wird die Wärmeabfuhr aus dem Kern durch Abschalten des Gebläses und der Dampferzeugerbespeisung unterbrochen. Damit soll der Reaktorzustand, wie er etwa bei einer Druckprobe des Behälters vorliegt, simuliert werden. Danach werden alle KLAKE-Systeme gleichzeitig schnell entleert, d.h. die ursprünglich eingebrachte Reaktivität von -13 Nile wieder freigesetzt. Die dafür nötige Zeit wird parametrisch von 30 Sekunden über 10 Sekunden, 5 Sekunden, 1 Sekunde bis hin zu 0.1 Sekunde variiert.

Die Reaktion des Reaktors wird wesentlich von diesem Zeitintervall und der anfänglichen Unterkritikalität bestimmt. Während des KLAKE-Ausfalls bzw. -Ausschusses steigt der Neutronenfluß von einem anfänglich nur durch Restneutronen (z.B. Spontanspaltungen, externe Neutronenquelle) bestimmten, sehr kleinen Wert über viele Größenordnungen an, bis die Spaltungswärme fühlbar wird. Bis die Temperaturgegenkopplung wirksam werden kann, ist der Reaktor weit überkritisch. Daher wird sich ein erheblicher Leistungspeak entwickeln und infolgedessen ein sehr steiles Ansteigen der Temperatur. Damit wird dann die negative Reaktivitätsrückwirkung eintreten, wodurch der Reaktor schließlich selbsttätig unterkritisch gemacht wird.

Da die mit TINTE benötigte Rechenzeit bei Berücksichtigung von Naturkonvektionsvorgängen sehr viel größer ist als sonst, andererseits die Wärmeabfuhr durch derartige Vorgänge für die hier vorliegenden Bedingungen völlig vernachlässigt werden kann, wurden diese Berechnungen ohne den Gastransport durchgeführt. Zum Beweis für die Richtigkeit dieser Vernachlässigung wurden für den 30 Sek. Fall beide Modelle benutzt. Die Ergebnisse waren praktisch identisch.

Ergebnisse und Bewertung

Im folgenden sind die Ergebnisse der durchgeführten Berechnungen zusammengestellt.

In der Tab. 10 sind einige globale Daten der Berechnungen zum Verlust der Abschaltstäbe dargestellt.

Durch die Reaktivitätszufuhr wird eine schnelle Leistungstransiente initiiert. Die Leistung steigt solange bis eine Bremsung durch die Temperaturgegenkopplung wirksam wird. Dieser Anstieg verstärkt sich mit zunehmender Steilheit der Reaktivitätsrampe. Allerdings setzen die freigesetzte Reaktivität und die Lebensdauer der prompten Neutronen eine natürliche physikalische Grenze. Deshalb verläuft die Leistungstransiente bei 0.1 sec Rampenlänge nicht wesentlich anders als bei 1 sec. Auch würde eine noch schnellere Freisetzung der Reaktivität keinen schnelleren Leistungsanstieg erzeugen. Das Leistungsmaximum kommt aufgrund des verzögerten Temperaturanstieges zustande. Zu diesem Zeitpunkt übersteigt die negative Temperaturreckwirkung die eingebrachte Reaktivität. Danach fällt die Leistung schnell ab, falls nicht weiterhin von außen Reaktivität zugeführt wird. Dies ist z.B. in der 10 sec Transiente der Fall, weshalb sich die Form der Leistungsexkursion hier von den anderen beiden Fällen unterscheidet. Die Frage, ob der Reaktor sich später selbst abschaltet oder auf einem gewissen Leistungsniveau stabilisiert, hängt vom Zustand der globalen Kernkühlung ab. In den analysierten Transienten findet wegen weiterlaufender Kühlung keine Selbstabschaltung statt, sondern ein Einschwingen auf ein Leistungsniveau in der Größenordnung der Nennleistung.

Größe	$t_e = 10 \text{ s}$	$t_e = 1 \text{ s}$	$t_e = 0.1 \text{ s}$
Max. Leistung/MW	2700	10740	10880
P_{\max}/P_0	13.5	53.7	54.4
$t(P_{\max})/s$	8.5	1.49	0.95
Halbwertsbreite/s	8.8	1.24	1.22
$E_{\text{ges}}(60s)/\text{MWs}$	39740	39450	39490
$E_{\text{ges}}/(P_0 \cdot 60s)$	3.3	3.3	3.3
max. CP-Temperatur/C	1159	1206	1207
max. mittl. Fuel-Temp./C	781	789	789
max. Temp.-Anstieg/(C/s)	60	330	350
max. Druck-Anstieg/(bar/min)	3	3	3

Tab. 10. Prompter Stabausfall: Globale Ergebnisse

Der Temperaturanstieg in den Coated Particles ist die Ursache für die Begrenzung der Reaktorleistung. Dementsprechend erreicht dieser hier sehr große Werte. Während die Temperaturerhöhung im Coremittel allein durch das Zusammenspiel von eingebrachter Reaktivität und Temperaturgegenkopplung gegeben ist, wird der zeitliche Anstieg durch die Wechselwirkung von Neutronendynamik und Wärmetransport in den Partikeln bestimmt.

Ein interessantes Ergebnis stellt die Erkenntnis dar, daß die während der Transiente insgesamt erzeugte Energie offenbar von der Auswurfgeschwindigkeit nicht abhängt. Zur Kompensation der eingebrachten Reaktivität ist eine bestimmte Temperaturerhöhung erforderlich. Diese wiederum erfordert eine bestimmte Energiezufuhr innerhalb der Ku-

geln, die nur von der Reaktivität und den Wärmekapazitäten von Coated Particle und Graphitmatrix abhängt, wenn man die Wärmeleitung nach außen vernachlässigt, was für die entscheidenden ersten Sekunden der Transiente statthaft ist.

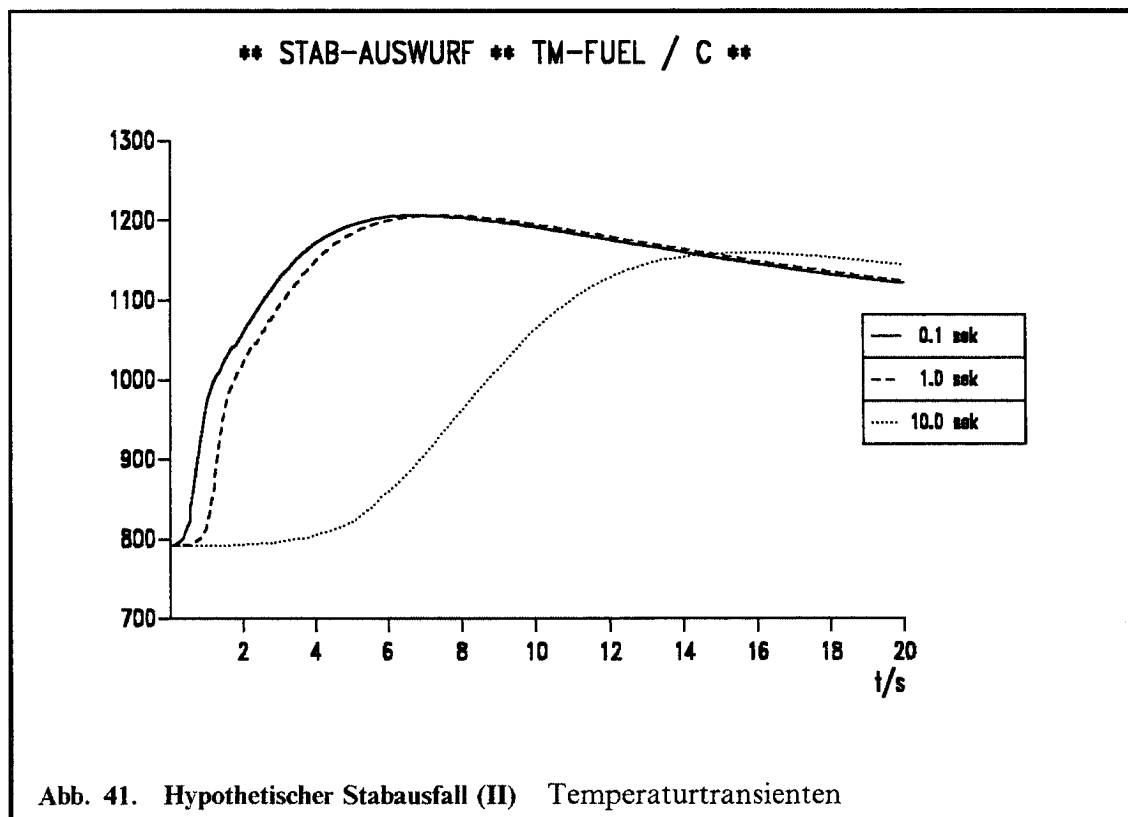
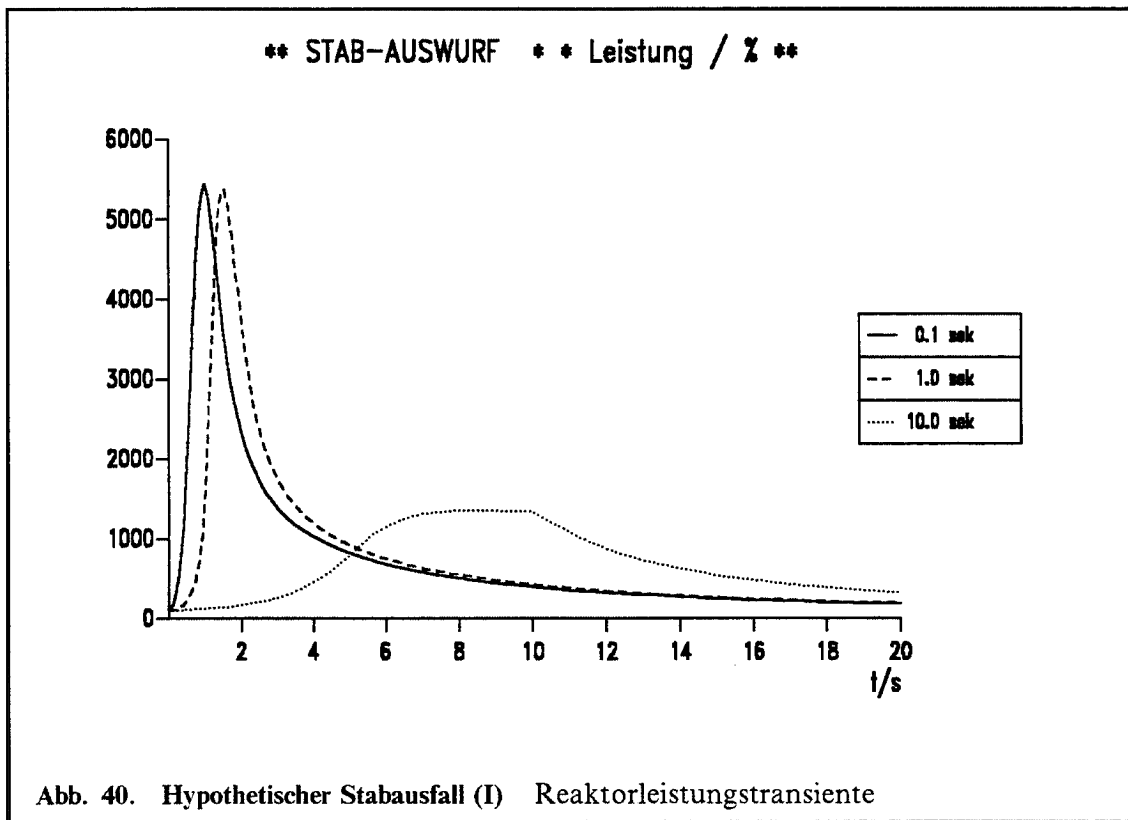
Die Abb. 40 und Abb. 41 auf Seite 101 zeigen den zeitlichen Verlauf der Reaktorleistung und der maximalen Brennstofftemperatur während der ersten Minute der Transiente. In allen Fällen tritt eine erhebliche Leistungssteigerung gegenüber dem normalen Vollastbetrieb auf. Bei sehr kurzer Ausschußzeit der Absorberstäbe wird im Maximum eine fast sechzigfache Überhöhung erreicht, bevor die Selbststabilisierung wirksam wird. Für die Bewertung der Sicherheit wesentlicher ist jedoch das Temperaturgeschehen. Aus der Abb. 41 auf Seite 101 und der Tab. 10 auf Seite 99 geht hervor, daß Temperaturänderungsgeschwindigkeiten von bis zu 350 °C/s erreicht werden. Der große Unterschied zwischen Core-Mittelwerten und dem lokalen Maximum ist ebenfalls für die Beurteilung der Versagenshäufigkeit der CP von Wichtigkeit. Allerdings bleibt die Maximaltemperatur mit ca. 1200 °Celsius weit unterhalb kritischer Grenzen. Nebenbei bemerkt können diese Aussagen mit Globalmodellen naturgemäß nicht gewonnen werden. Hier ist die mehrdimensionale Beschreibung des Systems unbedingt erforderlich.

Aus der Tab. 10 auf Seite 99 geht auch hervor, daß der Druck im Primärkreis nicht schnell ansteigt. Trotz sehr großer Leistungsüberhöhung sind zerstörende Auswirkungen auf Systemkomponenten infolge von Druckwellen also keineswegs zu erwarten. Da das Kühlmittel inert ist, kommt es zu keinen chemischen Reaktionen, womit der Störfall trotz großer freigesetzter Reaktivität zu keinen gravierenden Kurzzeiteffekten führt.

Es folgen nun die Ergebnisse der für den schnellen KLAKE-Austrick durchgeführten Berechnungen.

Größe	$t_e = 30 \text{ s}$	$t_e = 10 \text{ s}$	$t_e = 5 \text{ s}$	$t_e = 1 \text{ s}$	$t_e = .1 \text{ s}$
Max. Leistung/MW	16400	38200	64400	100200	100400
P_{\max}/P_0	82	191	322	501	502
$t(P_{\max})/\text{s}$	20.83	8.68	5.37	2.42	1.76
Halbwertsbreite/s	0.78	0.75	0.82	0.41	0.40
$t_1(P = 100\%)/\text{s}$	20.19	8.25	5.04	2.19	1.53
$t_2(P = 100\%)/\text{s}$	53.6	33.9	29.4	26.3	25.3
$E_{\text{ges}}(\text{bis } t_2)/\text{MWs}$	64300	70400	73100	73500	73700
$E_{\text{ges}}/(P_0 t_2)$	5.8	10.4	12.6	14.1	14.7
max. CP-Temperatur/C	1434	1690	1740	1741	1741
max. mittl. Fuel-Temp./C	820	840	952	1194	1196
max. Temp.-Anstieg/(C/s)	1000	3000	11000	15000	15000

Tab. 11. Prompter KLAKE-Ausfall: Globale Ergebnisse



In der Tab. 11 sind einige globale Daten der Transienten-Rechnungen in Abhängigkeit von der KLAKE-Ausschußzeit t_e angegeben.

Grundsätzlich gilt für den Ablauf dieser Transienten das Gleiche wie im Fall des prompten Stabausfalls. Die während der Transiente insgesamt erzeugte Energie hängt auch hier nur wenig von der Auswurfgeschwindigkeit ab. Das dynamische Zusammenspiel der verschiedenen physikalischen Größen führt allerdings zu einem größeren Temperaturanstieg als er eigentlich zur Kompensation der Reaktivität nötig wäre. Dies führt zu dem schon bekannten kräftigen Überschwingen der Maximaltemperaturen. Bei sehr kleinen Auswurfzeiten bestimmt allein die Neutronendynamik das Reaktorverhalten. Die Gesamtenergie wird dann von der Auswurfzeit unabhängig.

Die folgenden Abb. 42 und Abb. 43 auf Seite 103 zeigen wieder den zeitlichen Verlauf von Leistung und Maximaltemperatur während der ersten Minute der Transiente. Die Leistung steigt in sehr kurzer Zeit erheblich über den Wert bei normalem Vollastbetrieb. Bei sehr kurzer Auswurfzeit der KLAKE wird im Maximum eine etwa 500-fache Überhöhung erreicht, bevor die Selbststabilisierung wirksam wird. Die Rechnung weist aus, daß Temperaturänderungsgeschwindigkeiten von bis zu 15000 °C/s für einige Millisekunden erreicht werden. Die berechnete Maximaltemperatur der Coated Particles liegt bei den sehr kurzen KLAKE-Auswurfzeiten mit ca. 1740 °Celsius oberhalb der bekannten 1600-Grad Grenze. Bei 30 Sekunden Ausfallzeit liegt sie hingegen deutlich darunter. Die diesbezüglichen etwaigen Konsequenzen für die Spaltproduktfreisetzung müssen noch untersucht werden. Russische Experimente an unbestrahlten Brennelementkugeln in einem Pulsreaktor [CHER92] lassen jedoch auf eine erhebliche Stabilität der Coated-Particles gegenüber sehr schnellen Temperaturtransienten schließen.

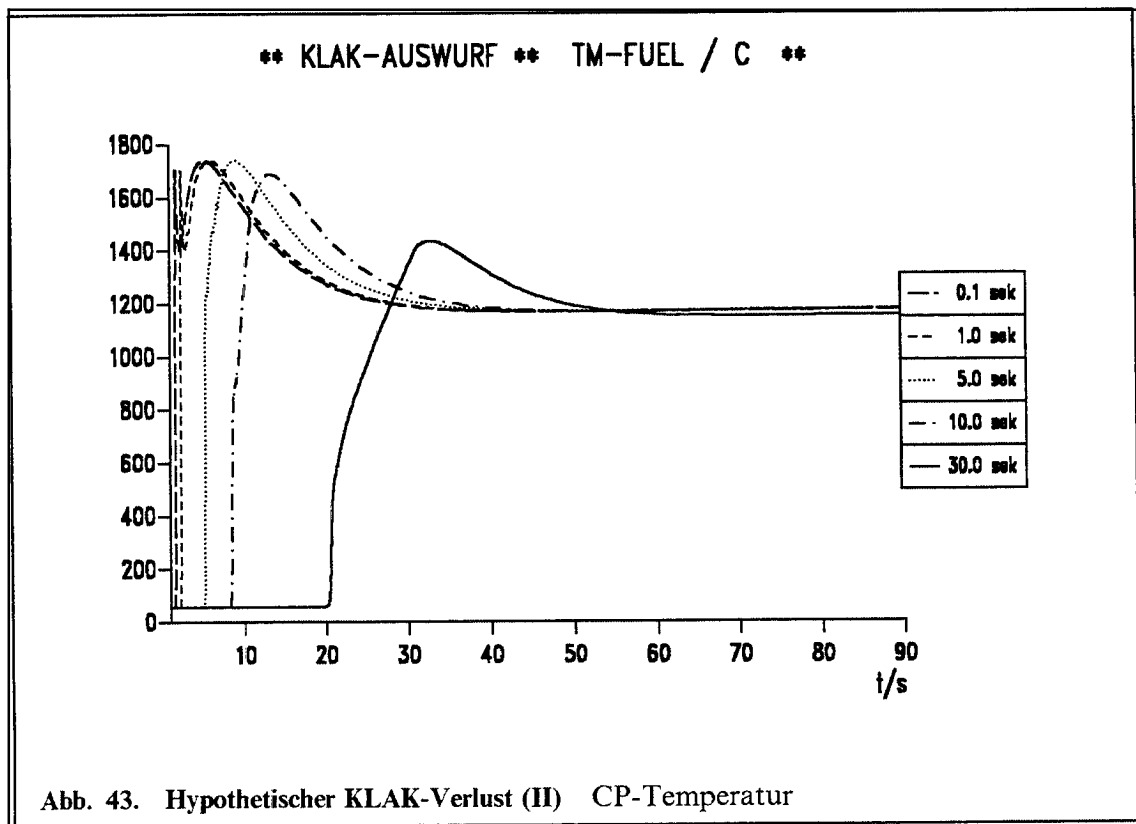
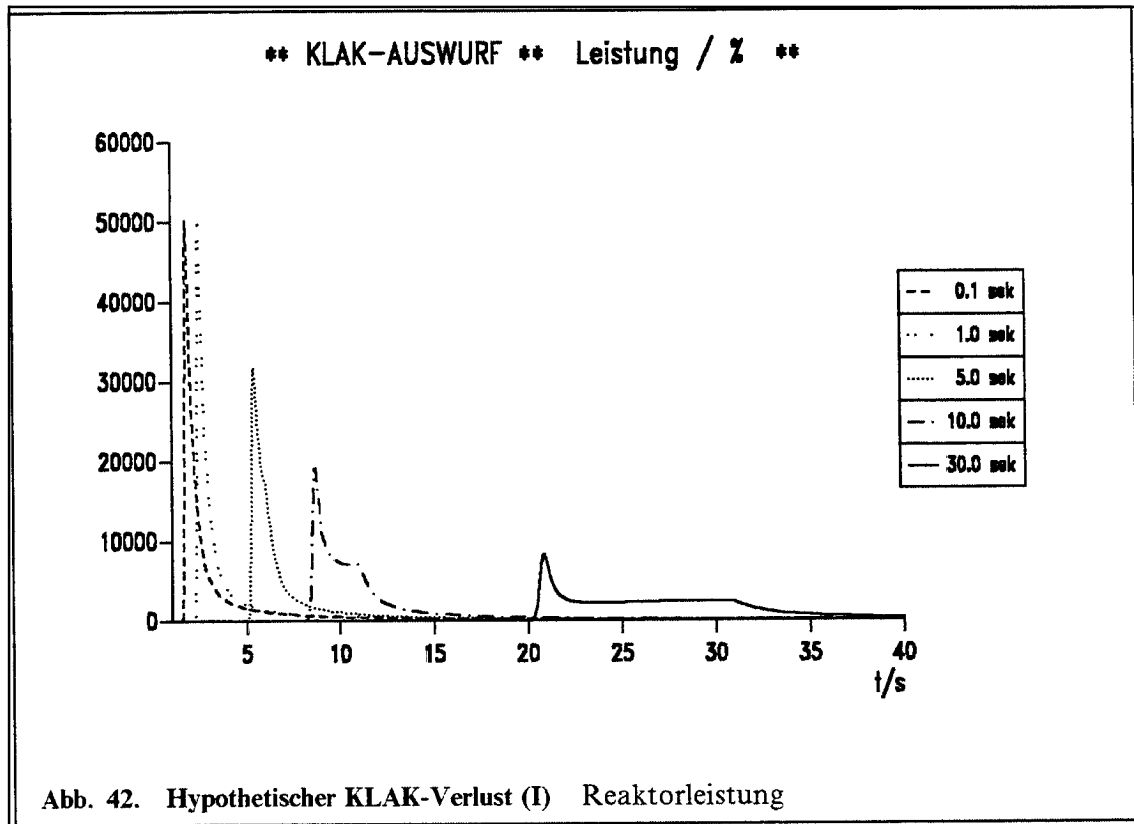
Man erkennt aus den Abbildungen auch sehr schön den Sättigungscharakter der Temperatur-Maxima für sehr kurze Auswurfzeiten. Je kürzer diese sind, desto klarer tritt auch das zeitliche Überschwingen der CP-Temperatur in Erscheinung. Derartige Effekte sind mit einfacheren Modellen, wie etwa der Punktkinetik, nicht zu erfassen und erfordern die hier durchgeführte räumlich mehrdimensionale Abbildung. Hingegen kann der Verlauf der mittleren Brennelementtemperatur auch durch einfachere Programme wiedergegeben werden.

Zusammenfassung

Der nahezu prompte Verlust der Wirksamkeit aller Abschaltvorrichtungen wurde für den HTR-MODUL Reaktor untersucht. Dabei wurde zwischen den Absorberstäben und den Kleinkugellabsorbern (KLAKE) unterschieden.

Zur Simulation des prompten Stabverlustes wurde ausgehend vom Nennleistungsbetrieb der Reaktor innerhalb kürzester Zeit um 1.2 Nile überkritisch gemacht. Es wurden keinerlei Gegenmaßnahmen getroffen.

Der Reaktor durchfährt eine sehr schnelle Leistungstransiente bis zur etwa sechzigfachen Nennleistung und stabilisiert sich dann wieder auf nahezu normalem Leistungsniveau, wenn die Reaktorkühlung weiterbetrieben wird. Die mittlere Temperatur des Brennstoffs erhöht sich in kurzer Zeit um ca. 200 Grad, die maximale Temperatur der Coated-Particles steigt um ca. 400 Grad. Der maximale zeitliche Anstieg der Temperatur beträgt



ca. 350 Grad pro Sekunde. Der Druck im Primärkreis steigt nur langsam mit einer Veränderung von ca. 1-3 bar/min.

Der nahezu prompte Verlust der Wirksamkeit aller KLAKEinheiten wurde modelliert, indem ausgehend vom langzeit-kalt abgeschalteten Zustand sämtliche KLAKE-Säulen innerhalb kürzester Zeit aus dem System entfernt wurden. Dabei wurde eine KLAKE-Wirksamkeit von 13 Nile unterstellt. Es wurden auch hier keinerlei Gegenmaßnahmen getroffen.

Die sehr schnelle Leistungstransiente führt kurzzeitig bis zur etwa 500-fachen Nennleistung mit anschließender, ebenfalls sehr schneller, selbsttätiger Abschaltung. Die mittlere Temperatur des Brennstoffs erhöht sich in kurzer Zeit auf ca. 800 Grad, die maximale Temperatur der Coated-Particles steigt indessen kurzfristig auf max. 1740 Grad. Der maximale zeitliche Anstieg der Temperatur beträgt für einige Millisekunden bis zu ca. 15000 Grad pro Sekunde.

In allen Fällen geht der zeitliche Verlauf der Transiente für sehr kurze Absorberauswurfzeiten gegen ein Grenzverhalten, das nur von der freigesetzten Reaktivität und den Materialgrößen des Brennstoffs abhängt.

Der Reaktor zeigt ein sehr vorteilhaftes inhärentes Verhalten gegenüber den hier betrachteten extrem kurzzeitigen Reaktivitätseinträgen. Insbesondere kann festgestellt werden, daß trotz der erheblichen Leistungsexkursion keine explosionsartigen Änderungen der für die Stabilität der Komponenten wichtigen Zustandsvariablen festgestellt werden konnten. Die berechneten Maximaltemperaturen steigen nicht wesentlich über die heute geforderten 1600 Grad zur Garantie einer hinreichenden Spaltproduktrückhaltung im Brennelement an.

Es bleibt zu prüfen, ob die schnelle Aufheizung von den Coated Particles insbesondere bei höherem Abbrand langfristig ertragen wird. Für unbestrahlte Brennelemente liegen nach russischen Experimenten hierfür bereits positive Ergebnisse vor.

7.2.2 Extremer Wassereinbruch

Der Einbruch großer Mengen von Wasser oder Dampf in den Primärkreis eines HTR erweist sich als ein Unfall mit erheblicher Sicherheitsrelevanz. Der Einfluß des Wassers auf das Core und die Brennelemente ist ein zweifacher: Einmal wird durch die Veränderung der Moderations- und Diffusionseigenschaften die Neutronenbilanz beeinflusst und zum anderen wird durch die Korrosion des Graphits die strukturelle Stabilität des Kerns angegriffen. Da die Korrosion durch Wasser ein langsam ablaufender Prozess ist, wirkt er selbst nur in geringem Maße auf die hier besonders betrachtete Reaktivitätsbilanz ein.

Die Auswirkungen eines Wassereinbruchs hängen stark davon ab, bei welcher Ausgangssituation er auftritt, und welche Randbedingungen während des Ablaufs vorliegen. Die Sicherheitsanalysen basieren deshalb auf Szenarien, die den Anfangszustand des Reaktors und ein abgestuftes Ausfallen der Sicherheitseinrichtungen betrachten. Mit Rücksicht auf den Anspruch katastrophenfreier Kerntechnik gewinnen die Szenarien im extrem hypothetischen Bereich immer mehr an Bedeutung.

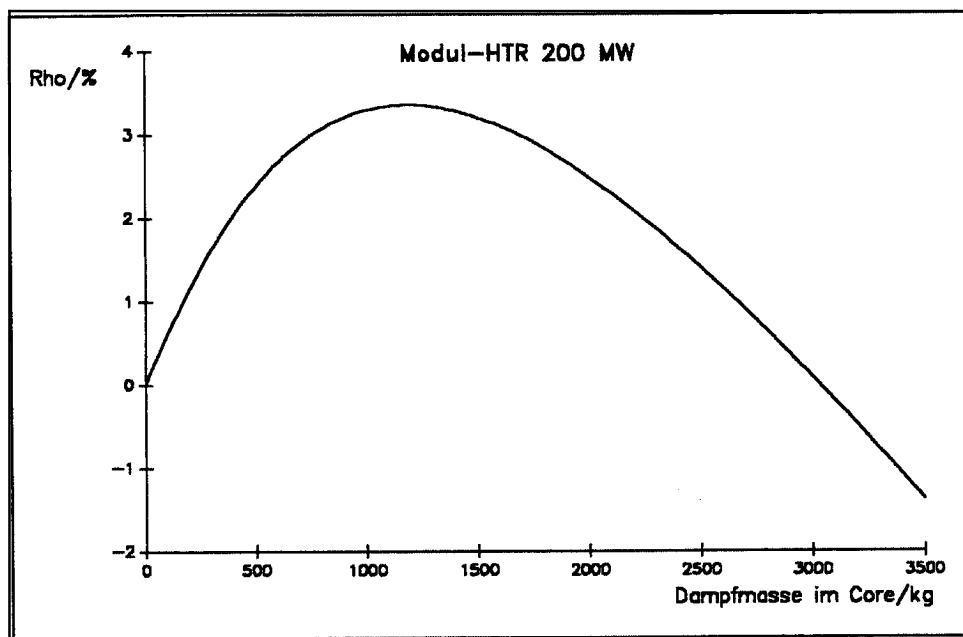


Abb. 44. Wassereinbruch Reaktivitätseffekt als Funktion der Wassermenge

Ein Wassereinbruch kann durch Risse im Dampferzeuger als Folge des sehr viel höheren Druckes im Sekundärkreis ausgelöst werden. Das Core kann nur dann betroffen werden, wenn größere Wasser- oder Dampfmenngen aus dem Dampferzeuger zu ihm transportiert werden. Der Zustand des Primärkreisgebläses spielt deshalb eine wichtige Rolle für den Ablauf des Unfalls, ferner ist die Kondensation des Dampfes an den Behälterwänden von Bedeutung. Bei ansteigendem Druck kommt dem Verhalten von Sicherheitsventilen und Berstscheiben Bedeutung zu.

Das nukleare Geschehen hängt stark von der Brennelementauslegung, d.h. dem Moderationsverhältnis ab. In extremen Fällen kann man an ein positives Feedback bei der temperaturbedingten Konzentrationsabnahme des Wassers im Core denken. Bei sehr starker Brennelementkorrosion kann sich letztlich die Coregeometrie verändern und dadurch das Reaktivitätsverhalten zusätzlich beeinflussen.

Bisher wurden Wassereinbrüche im Auslegungsbereich untersucht. Bei hypothetischen Störfällen wurde zumindest das Funktionieren eines Teils des Schutzsystems unterstellt. Die Resultate sind ermutigend, sie zeigen die selbststabilisierenden Eigenschaften des HTR. Um jedoch die Machbarkeit einer katastrophenfreien Kernenergie nachzuweisen, ist eine zusätzliche Analyse von hypothetischen Störfall-Szenarien notwendig. Gleichzeitig sollten alle Anstrengungen unterstützt werden, den passiven Korrosionsschutz der Brennelemente etwa durch Aufbringen einer SiC-Schutzschicht zu verbessern.

Wassereinbruch im Auslegungsbereich (vergl. Abschnitt 6.4)

Im Sicherheitsbericht von Siemens [MODU88] wird der Wassereinbruch im MODUL-HTR im Hinblick auf Reaktivitätseffekte diskutiert. Dabei basieren die Be-

rechnungen hierzu auf der Annahme einer homogenen Verteilung des Dampfes im Primärkreis. Stationäre Rechnungen zeigen eine Abhängigkeit der Reaktivität von der Dampfkonzentration gemäß Abb. 44. Wegen des leicht untermoderierten Kugelhaufencores bewirken kleine Dampfkonzentrationen ein Anwachsen der Neutronenmultiplikation als eine Konsequenz der verbesserten Moderation und einer Verminderung der Neutronenbeweglichkeit und damit der Leckageverluste. Bei einer gewissen Dampfkonzentration, die von der Brennelementauslegung und vom Beladeschema abhängt, wird eine maximale Reaktivität erreicht. Ein weiteres Ansteigen der Konzentration verringert die Reaktivität durch zunehmende Absorption im Wasserstoff.

Die Abbildung zeigt ein Reaktivitätsmaximum von ca. 3.5% bei ca. 1000 kg Wasser im Reaktorcore. Bei einem vorausgesetzten Bruch eines Heizrohres im Dampferzeuger, bei dem die Funktion der vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen angenommen wird, findet man eine Einstromrate von 5.3 kg/s und einer Maximalmenge von 600 kg eintretendem Dampf bzw. Wasser in den Primärkreis. Da das Gasvolumen im Core nur ein kleiner Teil des Primärkreises ist, ergibt sich eine maximale Wassermenge im Core von 60 kg. Dies bedeutet eine Reaktivitätszunahme von etwa 0.4%, die durch die Regelstäbe kompensiert werden kann. Auch neutronendynamische Effekte erwiesen sich als klein, gegenüber anderen, z.B. dem ungewollten Ausfahren von Absorberstäben, die sich als beherrschbar erwiesen hatten. Da 60 kg Wasserdampf nur ca. 40 kg Graphit korrodieren können, ist auch der Korrosionsangriff unter diesen Bedingungen vernachlässigbar.

Zusätzliche Untersuchungen gewisser hypothetischer Szenarien [LOHN89, LOHN92] bei denen der teilweise Ausfall des Reaktorschutzsystems unterstellt wurde, zeigten, daß auch dann keine gravierende Beschädigung der Brennelemente eintreten kann. Aus der Sicht eines heutigen Genehmigungsverfahrens unter Einschluß der Diskussion hypothetischer Unfälle sichert die Auslegung des MODUL-HTR ein maximales Sicherheitsverhalten gegen Wassereinbrüche durch Heizrohrdefekte im Dampferzeuger.

Hypothetischer massiver Wassereinbruch mit vollständigem Versagen des Reaktorschutzsystems.

Unter dem Gesichtspunkt einer katastrophenfreien Kerntechnik müssen extrem hypothetische Ereignisse untersucht werden, um die grundsätzliche Reaktion des Nuklearsystems in solchen Unfällen zu verstehen und die notwendigen Bedingungen dafür kennenzulernen, die Umwelt vor jedem Schaden zu schützen. Im Hinblick auf den Wassereinbruch definieren die maximale Menge des zur Verfügung stehenden Wassers und der höchste denkbare Druck im Primärkreis ultimative Grenzen für den Störfall. Unter der Voraussetzung, daß das Wasser im Core ausschließlich als Dampf vorliegt, legen entweder die ansprechenden Sicherheitsventile und Berstscheiben oder das Versagen des Druckbehälters die Obergrenze für die Wasserkonzentration im Kern fest. Falls die Möglichkeit, dem Kern auch flüssiges Wasser (z.B. als Tropfen im Kühlgas) zuzuführen, nicht ausgeschlossen werden kann, so sind auch noch höhere Konzentrationen denkbar.

Die maximal verfügbare Wassermenge wird durch den Inhalt der Speisewasserbehälter gegeben und liegt bei einigen hundert Kubikmetern. Dies ist eine sehr große Menge im Vergleich zu dem, was bisher in Genehmigungsgesprächen diskutiert wurde. Darüber-

hinaus ist diese Menge hinreichend, um theoretisch den gesamten Brennelementgraphit zu korrodieren. Unter diesem Gesichtspunkt ist klar, daß die zeitliche Entwicklung (die Dynamik) eines derartigen Unfalles den entscheidenden Part bei der Frage spielt, ob sich daraus eine wirklich gefährliche Situation ergeben kann. Um zumindest dazu einige (natürlicherweise heute noch sehr vorläufige) Antworten zu geben, wurden einige einfache Randbedingungen definiert. Um ein Gefühl für den Unterschied in der Dynamik eines Störfallablaufes, wie er in Genehmigungsgesprächen diskutiert wurde, und eines extrem hypothetischen Ereignisses zu vermitteln, wurden zwei Szenarien verglichen. Ein Dampferzeugerleck, hervorgerufen durch den Bruch eines Heizrohres, bewirkt eine Einbruchsrate von ca. 5 kg/s. Das Reaktorschutzsystem soll zum Teil ausgefallen sein, d.h. die nukleare Schnellabschaltung versagt und das Primärgasgebläse läuft weiter. Wenn man die maximal in den Primärkreis eindringende Wassermenge mit 600 kg annimmt, so wird die grundsätzliche Reaktion des Reaktors so erfolgen, wie in den folgenden Abbildungen dargestellt.

Wegen der positiven Reaktivität des eintretenden Dampfes (Abb. 45 auf Seite 108) wird die Reaktorleistung steigen (Abb. 47 auf Seite 109), was wiederum zum Temperaturanstieg (Abb. 49 auf Seite 110) führt und so die Überschußreaktivität kompensiert. Wegen der thermischen Trägheit der Brennelemente wird die eingebrachte Überschußreaktivität sogar überkompensiert (Abb. 45 auf Seite 108). Nach zwei Minuten stoppt der Wassereinbruch und mit ihm die Leistungsexkursion. Da die nukleare Leistung weiterhin benutzt wird, das Speisewasser aufzuheizen und zu verdampfen, gibt es keine automatische inhärent wirkende Abschaltung des Reaktors. Nach einiger Zeit erreicht der Primärgasdruck den Ansprechpunkt der Sicherheitsventile (Abb. 51 auf Seite 111). Durch das Öffnen der Ventile wird der Druck auf diesem Wert stehenbleiben und Helium zusammen mit einem Teil des Wasserdampfes wird entweichen.

Die Dynamik des Vorgangs ist gekennzeichnet durch eine Leistungsexkursion mit selbsttätiger Leistungsbegrenzung und Reduktion aufgrund des negativen Temperaturfeedbacks. Sowohl die Temperaturen als auch der Systemdruck steigen nur langsam an und es ist keine Kurzzeitschädigung der Brennelemente zu erwarten. Die durchschnittliche chemische Korrosion ist ein sehr langsamer Prozess (Abb. 53 auf Seite 112) und es steht eine große Zeitspanne für zusätzliche Maßnahmen zur Verfügung.

In dem zweiten Beispiel wird dagegen angenommen, daß das Schutzsystem vollständig versagt, d. h. zusätzlich zu den bisherigen Bedingungen wird auch das Weiterlaufen der Speisewasserpumpen unterstellt. Eine Gesamtwassermenge von 90000 kg soll in den Primärkreis eindringen mit einer Rate von 50 kg/s, was nahe an der nominalen Speisewasserrate von 77 kg/s liegt. Das Szenario mag das gleichzeitige Versagen von vielen Dampferzeugerheizrohren simulieren.

In diesem Fall wird nach dem Öffnen des Sicherheitsventils nach und nach das gesamte Primärkreishelium durch Wasserdampf ersetzt (Abb. 52 auf Seite 111). Falls das zusätzliche Versagen der Sicherheitsventile unterstellt wird, so führt der weiter steigende Druck letztlich zum massiven Druckbehälterversagen, wodurch dann ein weiterer Anstieg der Wasserdampfkonzentration beendet wird.

Die Reaktivitäts- (Abb. 46 auf Seite 108) und Leistungs- (Abb. 48 auf Seite 109) Transienten sind jetzt sehr viel größer und schneller. Die Maximalleistung erreicht etwa

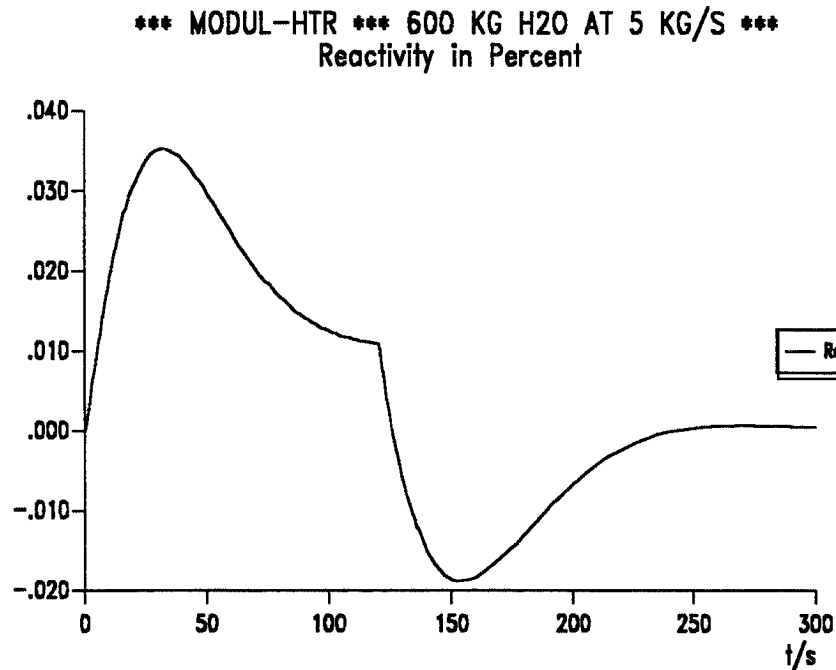


Abb. 45. Reaktivität bei hypothetischem Wassereinbruch (I) Einbruch von 600 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 5 kg/sec

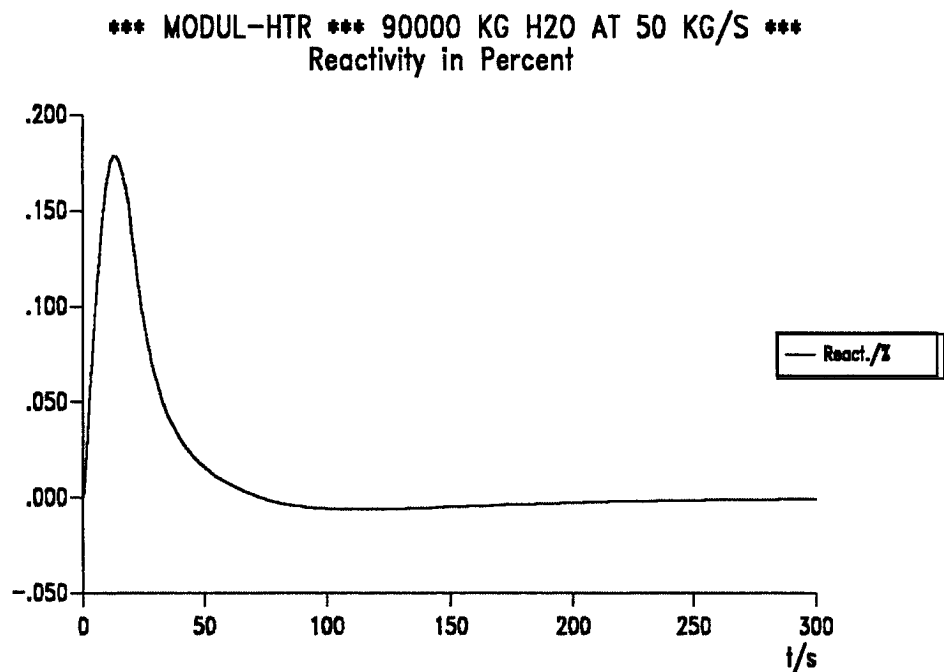


Abb. 46. Reaktivität bei hypothetischem Wassereinbruch (II) Einbruch von 90000 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 50 kg/sec

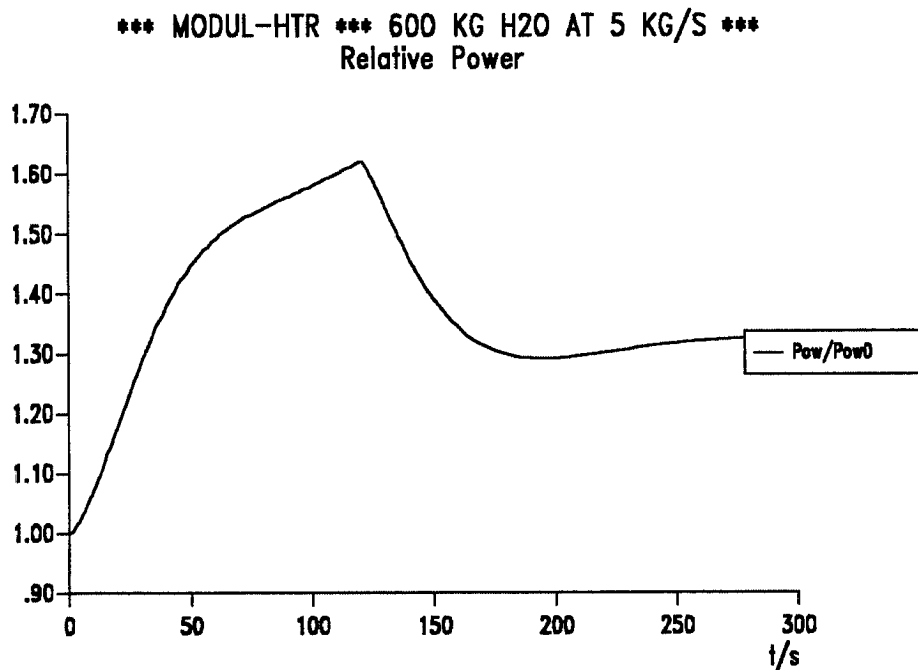


Abb. 47. Leistungstransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I) Einbruch von 600 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 5 kg/sec

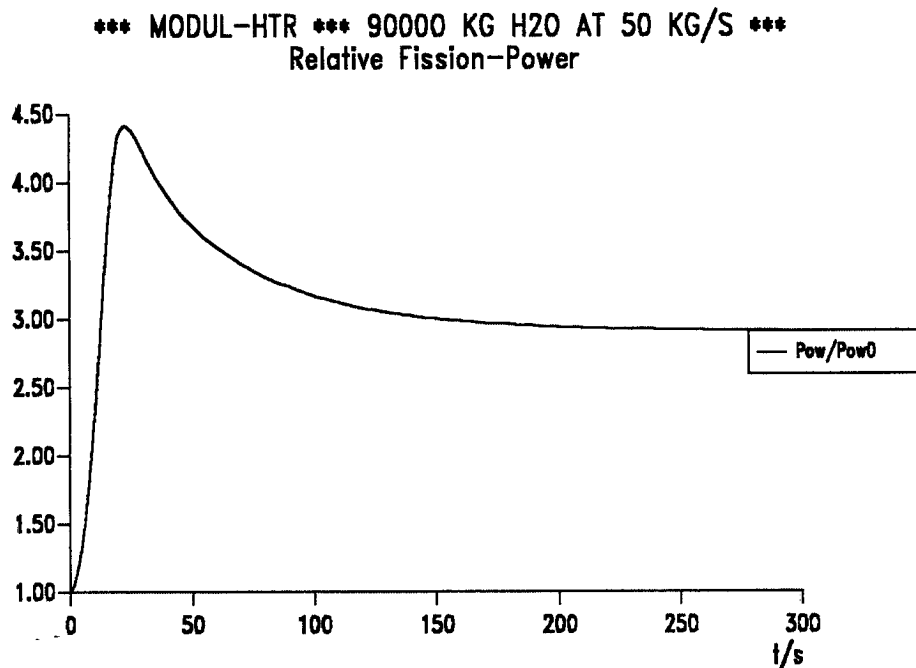


Abb. 48. Leistungstransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II) Einbruch von 90000 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 50 kg/sec

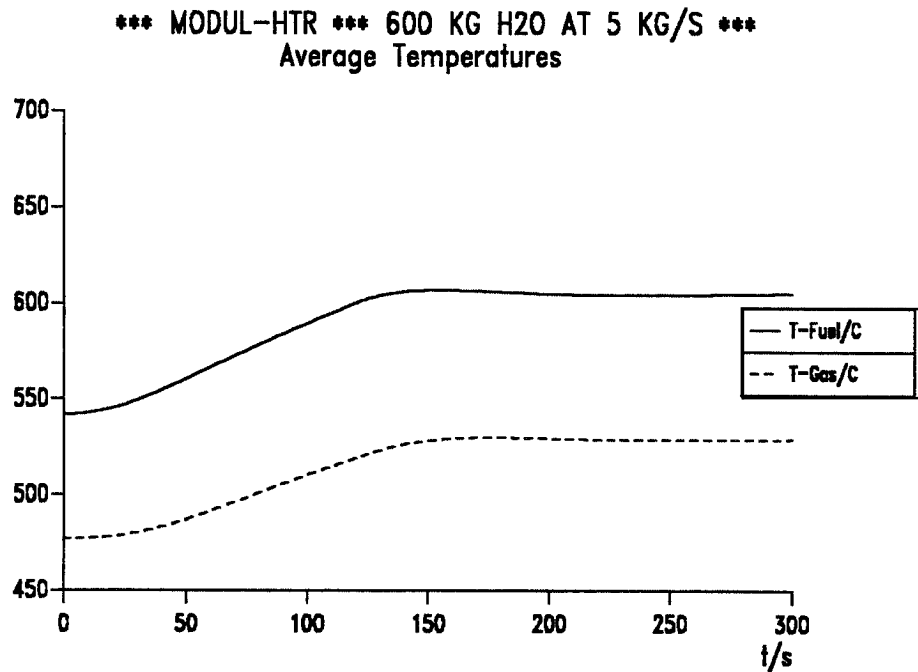


Abb. 49. Temperaturtransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I) Einbruch von 600 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 5 kg/sec

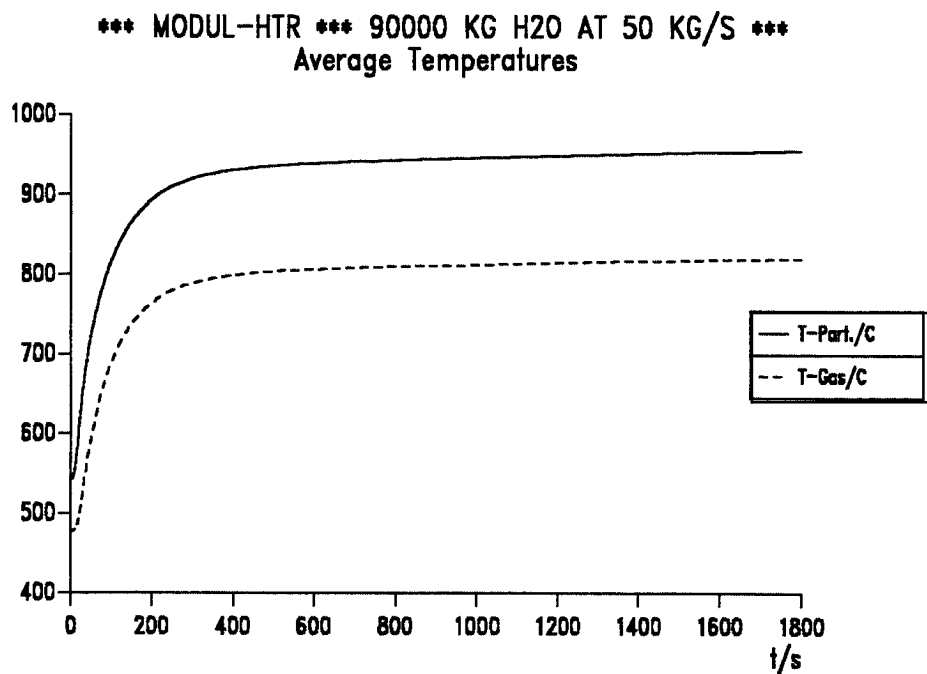


Abb. 50. Temperaturtransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II) Einbruch von 90000 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 50 kg/sec

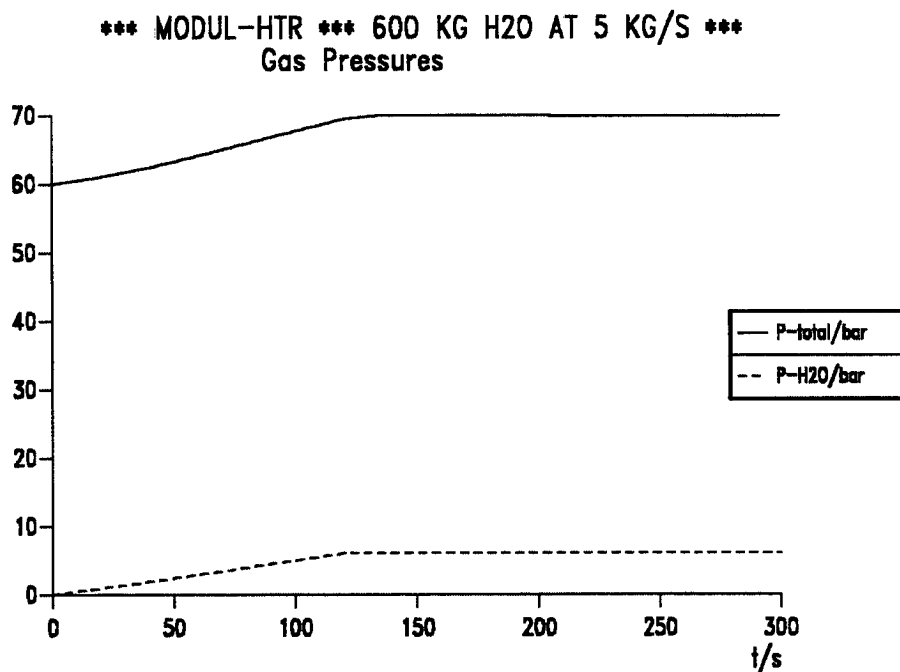


Abb. 51. Drucktransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (I) Einbruch von 600 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 5 kg/sec

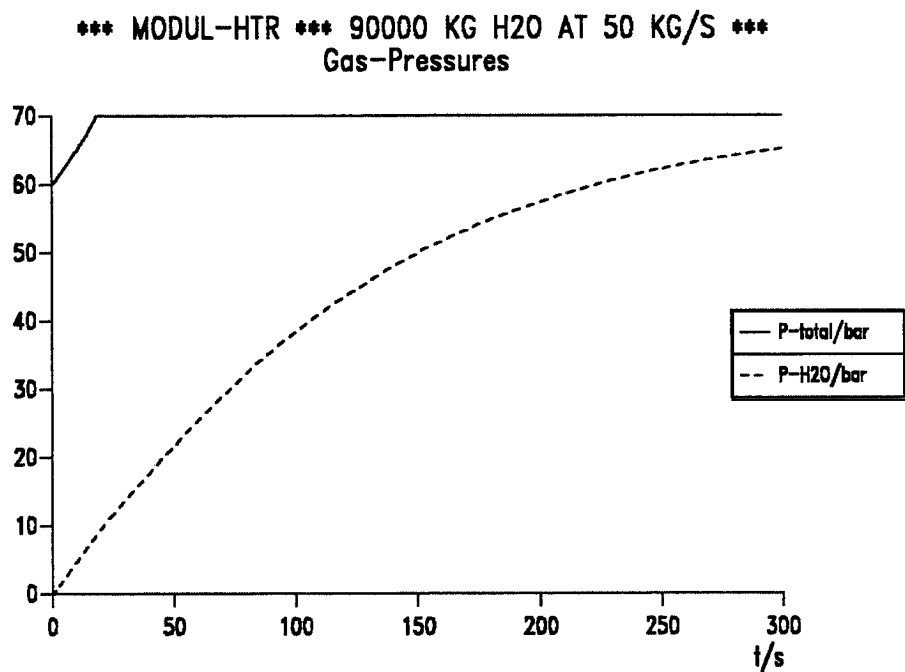


Abb. 52. Drucktransiente bei hypothetischem Wassereinbruch (II) Einbruch von 90000 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 50 kg/sec

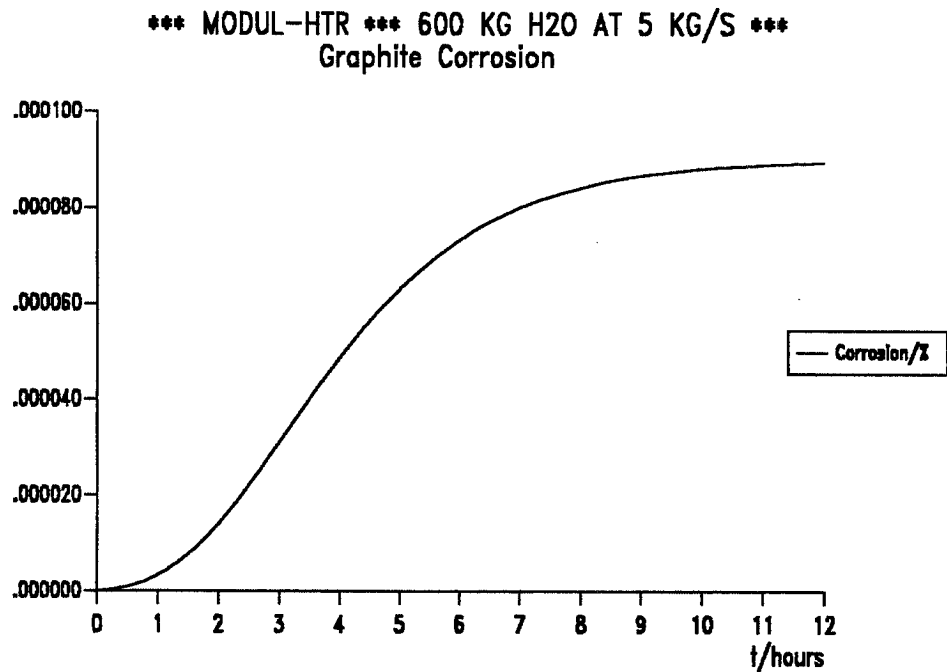


Abb. 53. Graphitkorrosion bei hypothetischem Wassereinbruch (I) Einbruch von 600 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 5 kg/sec

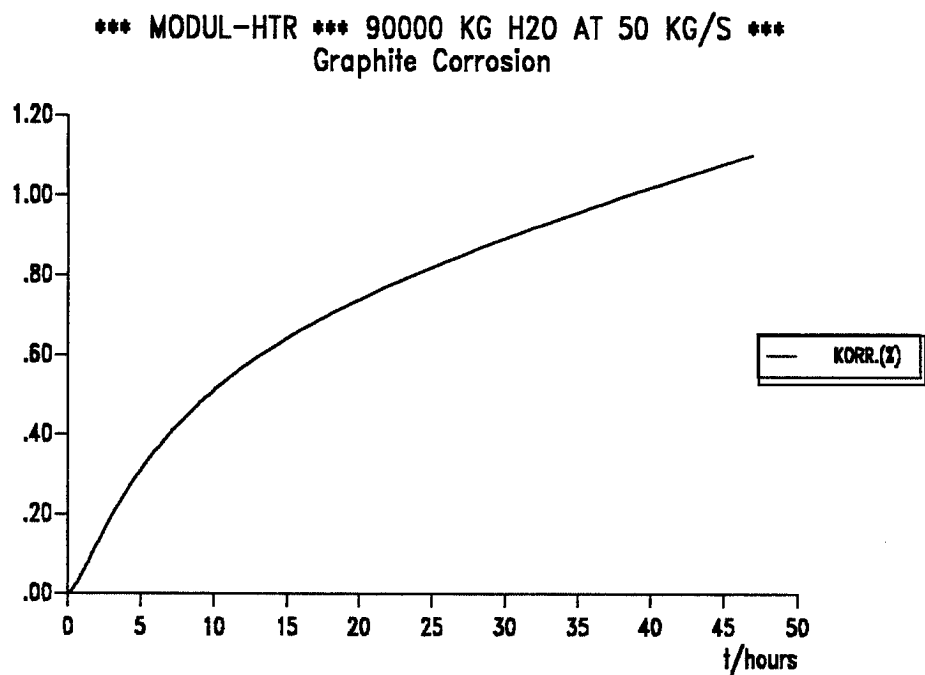


Abb. 54. Graphitkorrosion bei hypothetischem Wassereinbruch (II) Einbruch von 90000 kg Dampf in den Primärkreis mit einer Rate von 50 kg/sec

das Fünffache der Nennleistung und dementsprechend steigen auch die Temperaturen sehr viel schneller an (Abb. 50 auf Seite 110). Aber auch in diesem Szenario haben die Kurzzeiteffekte keine massive Zerstörung zur Folge. Die mittlere Graphitkorrosion erreicht nach vielen Stunden Werte von 1% (Abb. 54 auf Seite 112). Allerdings muß die detaillierte Verteilung der Korrosion innerhalb des Kerns noch untersucht werden.

In beiden beschriebenen Situationen bleibt der Reaktor auf hoher Temperatur. Daher wird die Graphitkorrosion weiter fortschreiten bis eine Temperaturreduktion möglich wird. Dieses geschieht (unter Vernachlässigung aller Aktivitäten des Sicherheitssystems und von Accident-Management-Maßnahmen), wenn etwa 20% des Coregraphits korrodiert ist, wodurch die Neutronenmoderation durch den Graphit reduziert und so die durch das Wasser eingebrachte Zusatzmoderation kompensiert wird. Danach können die Temperaturen sinken und die Reaktorleistung wird sich selbsttätig der verbleibenden Wärmeabfuhrate aus dem Reaktorsystem anpassen.

Die Beschreibung der Details dieser Szenarien erfordert sehr anspruchsvolle mathematische Modelle und Computerprogramme. Das in diesem Bericht vorgestellte Programmsystem TINTE ist auch für derartige Fragestellungen konzipiert worden [SOKC91]. Numerische Probleme verhindern im Augenblick noch den routinemäßigen Einsatz auf diesem Feld. Die Ergebnisse dieses Abschnittes sind deshalb mit einem vereinfachten, quasihomogenen Modell erstellt worden. Dessen grundsätzliche Eignung zur Erfassung der qualitativen Aspekte der Wassereinbruchsdynamik kann aufgrund von Vergleichen mit TINTE unterstellt werden.

Die Einzelheiten des Korrosionsprozesses mit Wasserdampf sind in der Vergangenheit auch an experimentellen Einrichtungen intensiv untersucht worden [HINS90, HINS93]. Die in anderem Zusammenhang ebenfalls sehr wichtige Korrosions-Chemie mit Luft wurde u.a. am Versuchsstand VELUNA [ROES94] untersucht und ist Thema für umfassende Arbeiten an neuen Versuchsständen, wie z.B. NACOK [FROE93].

Folgerungen

Wassereinbrüche in den Primärkreis modularer Hochtemperaturreaktoren führen nur dann zu sicherheitsrelevanten Konsequenzen oder größeren Beschädigungen, wenn extrem hypothetische Umstände angenommen werden. Diese müssen das vollständige Versagen aller Sicherheits- und Komponentenschutzsysteme beinhalten und zusätzlich den Weiterbetrieb von Speisewasserpumpen und Helium-Gasgebläsen unter Bedingungen weitab von den Auslegungspunkten unterstellen. Auch unter solchen Extremannahmen führt der Reaktivitätsanstieg durch das moderierende Wasser nicht zu zerstörerischen Leistungs- oder Temperatur-Exkursionen. Durch Optimierung der Brennstoffkreislaufauslegung [TEUC93] (siehe Abschn. 7.1.1) kann der Reaktivitätsanstieg minimiert oder ganz vermieden werden.

Es sind jedoch Situationen denkbar, bei denen eine selbsttätige Abschaltung des Reaktors nicht stattfindet, obwohl auch dann Reaktorleistung und Brennelementtemperaturen inhärent begrenzt werden. Dies liegt an der Annahme einer weiterhin wirksamen Wärmesenke. Unterstützt durch Temperaturen in der Nähe der Auslegungswerte bleibt der chemische Angriff des Dampfes auf Brennelement- und Reflektorgraphit über lange Zeit bestehen und kann größere Beschädigungen bewirken. Neue Techniken, die zur Zeit

entwickelt werden und die das Überziehen der Graphitstrukturen mit dünnen Schichten aus SiC zum Ziel haben [SCHU90], können die Korrosionsraten um mehrere Größenordnungen reduzieren und sind daher als die beste Auslegungsantwort auf das Restrisiko der hier dargestellten extrem hypothetischen Unfallszenarios anzusehen.

8. Reaktivitätseffekte bei der Kernentladung am Beispiel von THTR-300 und AVR

(H. Werner, L. Wolf)

8.1 Problemstellung und Vorgehensweise beim THTR-300

Nach einer effektiven Betriebszeit von nur 423 Volllasttagen mit 760 MW_{th} wurde der THTR-300 abgeschaltet und seine Stillegung beschlossen [LNRW89]. Für die Genehmigung zur Stillegung sind zahlreiche Auflagen zu erfüllen, wie z.B. die Unterkritikalität des Cores während der Brennelemententnahme aus dem Core. Zur Zeit der Abschaltung bestand die Corezusammensetzung aus 583.000 Brennelementen (BE), 77.000 Graphitelementen (GE) und 32.000 Absorberelementen (AE). Alle Betriebselemente (BTE) werden durch das Kugelabzugsrohr entnommen, im Abbrandmeßreaktor auf ihren Spaltstoffgehalt überprüft und je nach Sorte in BTE-Behälter eingefüllt. Der Reaktor ist während dieser Entladung durch die voll eingefahrenen Core- und Reflektorstäbe im sicher abgeschalteten Zustand. Eine Genehmigungsvoraussetzung war der Nachweis, daß unter allen Umständen und Störungsmöglichkeiten während der BTE-Entnahme der Multiplikationsfaktor des Cores $k_{\text{eff}} < 0,95$ bleibt. Während der BTE-Entnahme können die Absorberstäbe, die die Überschußreaktivität des kalten Cores binden, nicht mehr bewegt werden. Solange $k_{\text{eff}} < 0,95$ ist, kann das Core genehmigungstechnisch wie ein BE-Lager behandelt werden. Deshalb mußte nachgewiesen werden, daß während der BTE-Entnahme das k_{eff} des vollen, kalt abgeschalteten Reaktors von 0,86 nicht über 0,95 ansteigt. Ein Ansteigen des k_{eff} während der BTE-Entnahme ist deshalb möglich, weil zum einen die Absorberstäbe von oben nicht ganz bis zum Coreboden reichen und zum anderen sich während der Entnahme im Core ein trichterförmiger BTE-Füllstand ausbildet, an dessen Oberfläche die reaktiveren BE des Außencores in das Innencore fließen und so die Brennstoffentnahme überkompensieren können. Diese beiden Effekte, die relative Abnahme der Absorberstabwirksamkeiten und die Umlagerung des Zweizonencores sind für das Ansteigen des k_{eff} während der BTE-Entnahme verantwortlich. Ein weiterer Effekt, die Verbiegung der Corestäbe durch Reibungskräfte zur Coreachse hin während der Trichterbildung, trägt ebenfalls zur Verminderung der Abschaltstabwirksamkeiten bei.

In Modellversuchen im Maßstab 1:2 und 1:6 sind vom Hersteller, der Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB), und vom Betreiber, der Hochtemperatur-Kernkraftwerk-Gesellschaft (HKG) das Ausfließen der Betriebselemente und das Verhalten der Absorberstäbe untersucht worden [MAUL93]. Die Versuchsergebnisse wurden durch HRB und HKG in Rechenmodellen zur Berechnung der drei Effekte berücksichtigt und mit dem Programmsystem SUCON-MUSQUI [MAUL93] untersucht. Zur Absicherung dieser Untersuchungen wurde das ISR der KFA beauftragt, mit dem Rechenprogrammsystem HTR-2000 markante ausgewählte Schritte bei der Entladeprozedur ebenfalls zu berechnen. Die Informationen über den Beladezustand und die genaue Geometrie des Reaktorcores wurden nach Prüfung durch die Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West des Technischen Überwachungsvereins (TÜV-ARGE-KTW) von der HKG bereitgestellt. Mit HTR-2000 [THOM89] wurden die Entladeschritte 0 (volles Core), 4 (240.000 BTE

abgezogen), 5 (300.000 BTE abgezogen) und 7 (400.000 BTE abgezogen) sowohl mit geraden Corestäben als auch zum Teil mit zur Coreachse hin verbogenen Corestäben berechnet.

Zur Normierung der Rechenergebnisse wurde der Ausgangszustand des kalten voll mit BTE gefüllten Cores mit eingefahrenen Absorberstäben und ohne Stäbe nach der Langzeitabschaltung sorgfältig berechnet. Die Nuklidverteilung, die zur Zeit der Abschaltung im THTR-300 vorlag, wurde von HKG, gerechnet mit dem HRB-eigenen Programmsystem SUCON, mitgeteilt.

Die Coremodellgeometrie der HKG, ein 5-Kanal-Modell mit 90 Corezonen, wurde zur Berechnung des THTR-300-Leistungsbetriebes benutzt. Bei der Beschickung des Cores mit BTE und bei der Umwälzung von Betriebselementen wurde ein Innencore zu Gesamtcoreverhältnis von 0,78 eingestellt. Dabei wurde ein Geschwindigkeitsverhältnis von Innenkanal 1 zu Außenkanal 5 von 12:1 ermittelt.

Die Nachrechnung mit dem HTR-2000-Programm geschah auf der Basis der Erfahrungen, die bei der Berechnung der Leistungsfahrt des AVR-Reaktors gewonnen wurden. Daher wurde aus den Kugelfließversuchen am 1:6-Modell des THTR (Abb. 55 auf Seite 117) ein 9-Kanal-Fließmodell erstellt. Hierzu war es erforderlich, neben den am 1:6-THTR-Modell experimentell ermittelten Fließlinien die radial abhängige BTE-Absinkgeschwindigkeit zu erfassen, die wiederum aus dem 5-Kanal-Fließgitter zu entnehmen war, das in ein kontinuierliches radiales Absinkprofil umkonstruiert wurde, woraus sich das 9-Kanal-Kugelfließmodell des THTR-300 für HTR-2000 ergab (Abb. 56 auf Seite 118, Abb. 57 auf Seite 119).

Zur Berechnung der Neutronenflußverteilung im THTR-300-Core wurde wie für die AVR-Berechnungen der Multienergiegruppen-Diffusionscode CITATION [FOWL71] in R-Z- Φ -Geometrie verwendet. Die Abschaltstäbe konnten so einzeln explizit durch entsprechende Absorbergebiete dargestellt werden. Soweit möglich, wurden die geometrischen Verhältnisse für die Spektralzoneneinteilung aus den HKG/HRB R-Z-Modellen entnommen und auf das R-Z- Φ -Modell übertragen (Abb. 58 auf Seite 120, Abb. 59 auf Seite 121). Die ringförmig homogenisierte Darstellung der Stabgruppen bei HRB/HKG wurde durch das die Realität richtig abbildende Stabgitter im HTR-2000 ersetzt (Abb. 60 auf Seite 122).

Die aus einer eindimensionalen Transportrechnung gewonnenen Flüsse und Reaktionsraten wurden zur Bestimmung der Gruppenkonstanten für ein Diffusionsgebiet im CITATION, das die Stäbe repräsentiert, herangezogen. Dabei wurde die im ISR entwickelte Methode der äquivalenten Wirkungsquerschnitte angewandt [SCHE76].

Die Übertragung der von TÜV-ARGE-KTW im SUCON-Geometrie-Modell zur Verfügung gestellten HKG-Nukliddichten in 90 Abbrandgebieten auf das HTR-2000-Rechenmodell gestaltete sich schwierig. Zwar war die Anzahl der Brennelemente in diesen Gebieten ebenfalls angegeben, jedoch mußten für die Aufteilung der Nukliddichten auf die BTE (Brennelemente, Absorberelemente und Graphitkugeln) plausible Randbedingungen definiert werden. Dabei wurde die Anzahl der Graphitkugeln mit Hilfe des Füllfaktors als Differenz zwischen allen BTE und der Summe der BE und Absorberelemente ermittelt. In dem mit BTE besetzten HTR-2000-Fließgitter konnten

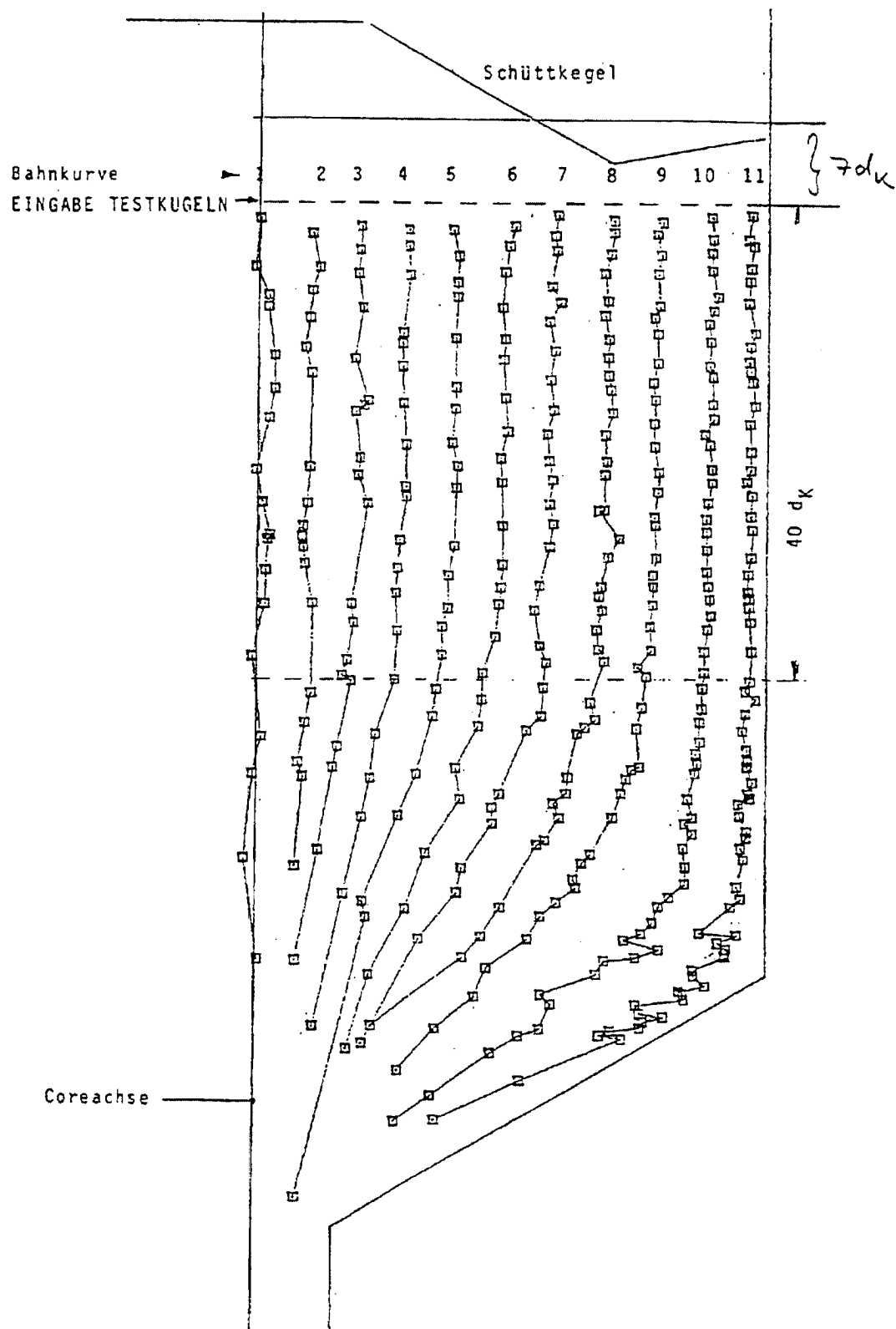


Abb. 55. THTR Fließversuche am 1:6-Modell

THTR-5-Kanal-Modell (HRB)

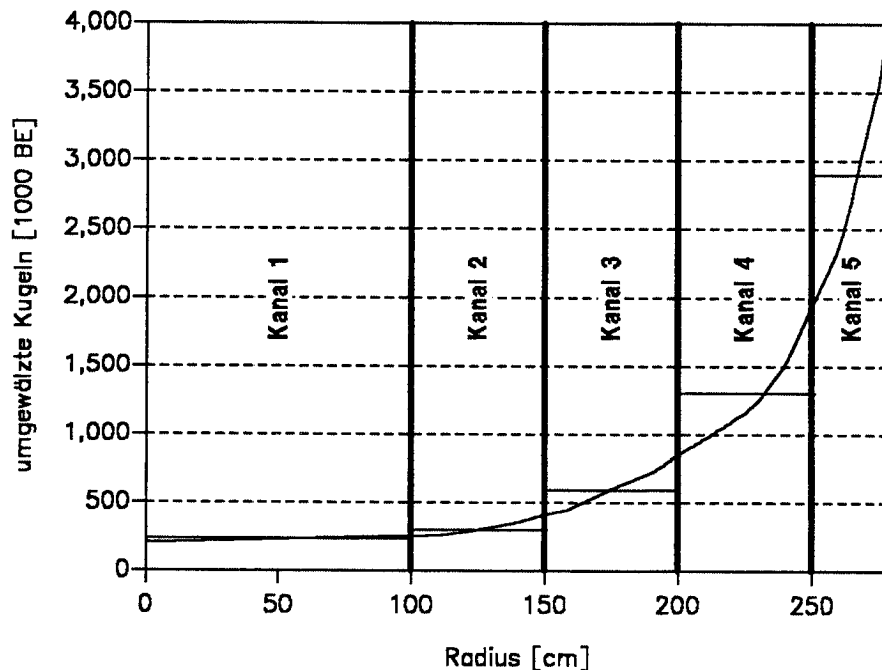


Abb. 56. THTR-Kugelfließverhalten Verweilzeit als Funktion des Radius

somit für zu Spektralzonen zusammengefaßte Gebiete auch effektive Potential-Streuungswirkungsquerschnitte bestimmt werden, die eine Berücksichtigung der Selbstabschirmung der Resonanzabsorber ermöglichen. Nach Übertragung dieser Informationen in das Diffusionsmaschennetz des CITATION-Codes konnte die Berechnung der Neutronenflußverteilung und des k_{eff} -Wertes durchgeführt werden.

8.2 Ergebnisse der Berechnungen

Bei der Gegenüberstellung der Ergebnisse (Tab. 12 auf Seite 122) für die einzelnen k_{eff} -Werte, zwischen Rechnungen der HKG auf der einen, und dem ISR auf der anderen Seite, wurden zum Teil erhebliche Differenzen sichtbar.

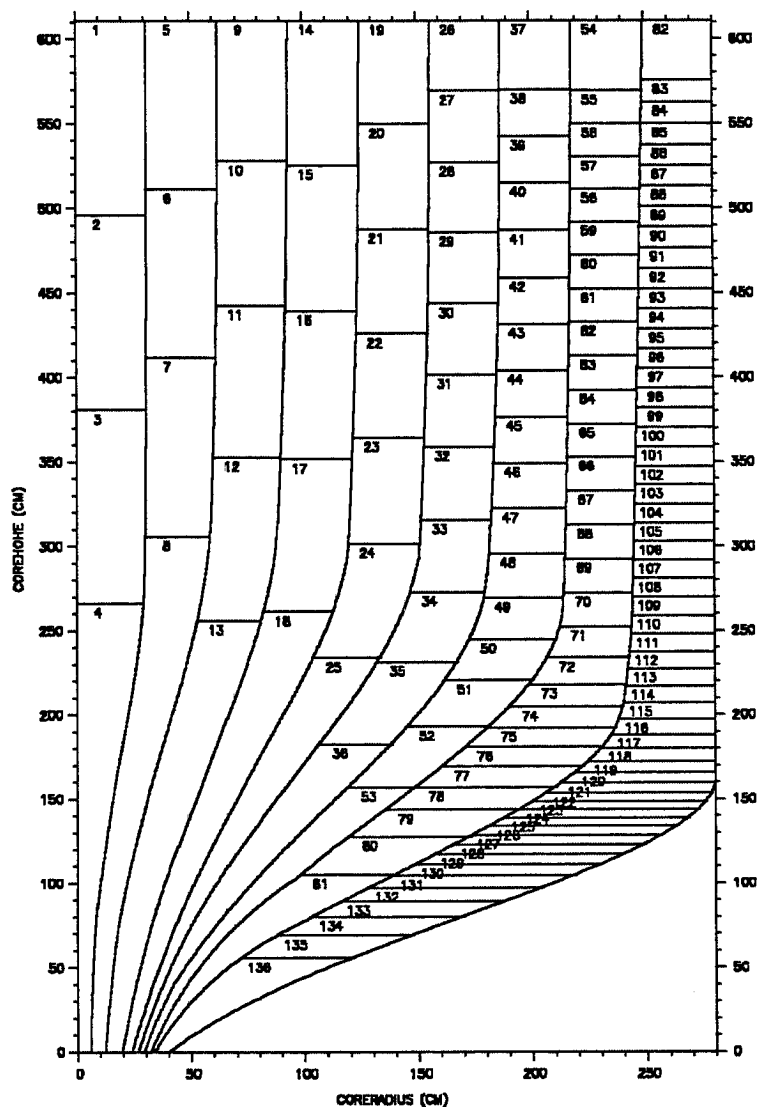


Abb. 57. THTR-9-Kanal-Modell aus dem HRB 5-Kanalmodell für HTR-2000 entwickelt

Sehr gute Übereinstimmung war beim Ausgangszustand, der durch den langzeitabgeschalteten Kern mit gezogenen Kern- und Reflektorstäben gekennzeichnet ist, zu verzeichnen.

Die Wirksamkeit der Stäbe wurde in den Rechnungen sehr unterschiedlich beurteilt.

Die Darstellung der Stäbe als "graue Vorhänge" in einem Ringmodell führte zu einer wesentlich höheren Bewertung der Stabwirksamkeit (HKG) als bei der expliziten Modellierung in der R-Z- Φ -Geometrie.

So war besonders im kritischen Fall (300.000 abgezogene BTE) die HKG zu einem Wert von $k_{\text{eff}} = 0,85$ und das ISR zu einem Resultat von $k_{\text{eff}} = 0,92$ gekommen.

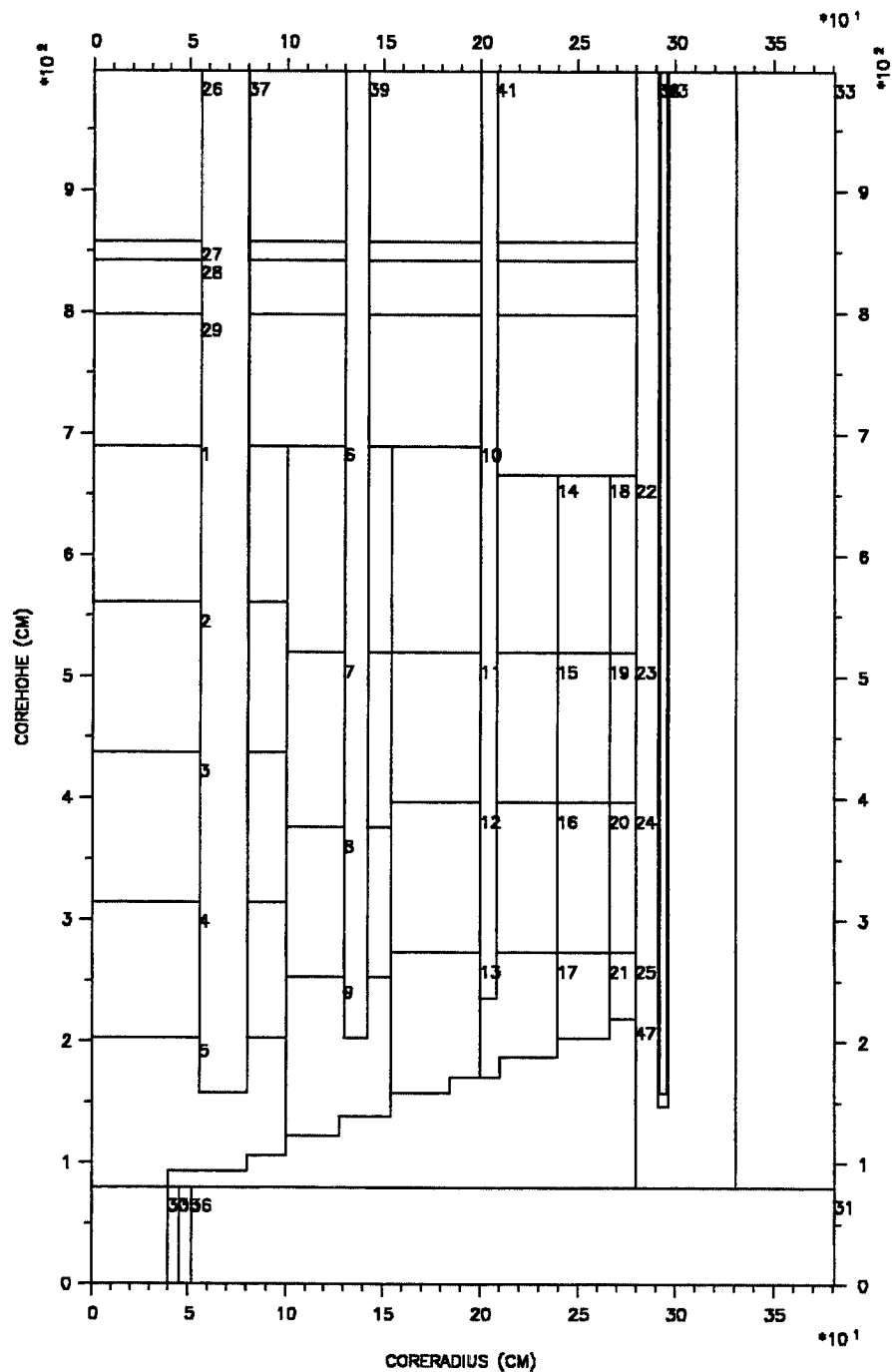


Abb. 58. THTR-Entladung, CITATION-Zoneneinteilung für Entladeschritt 0

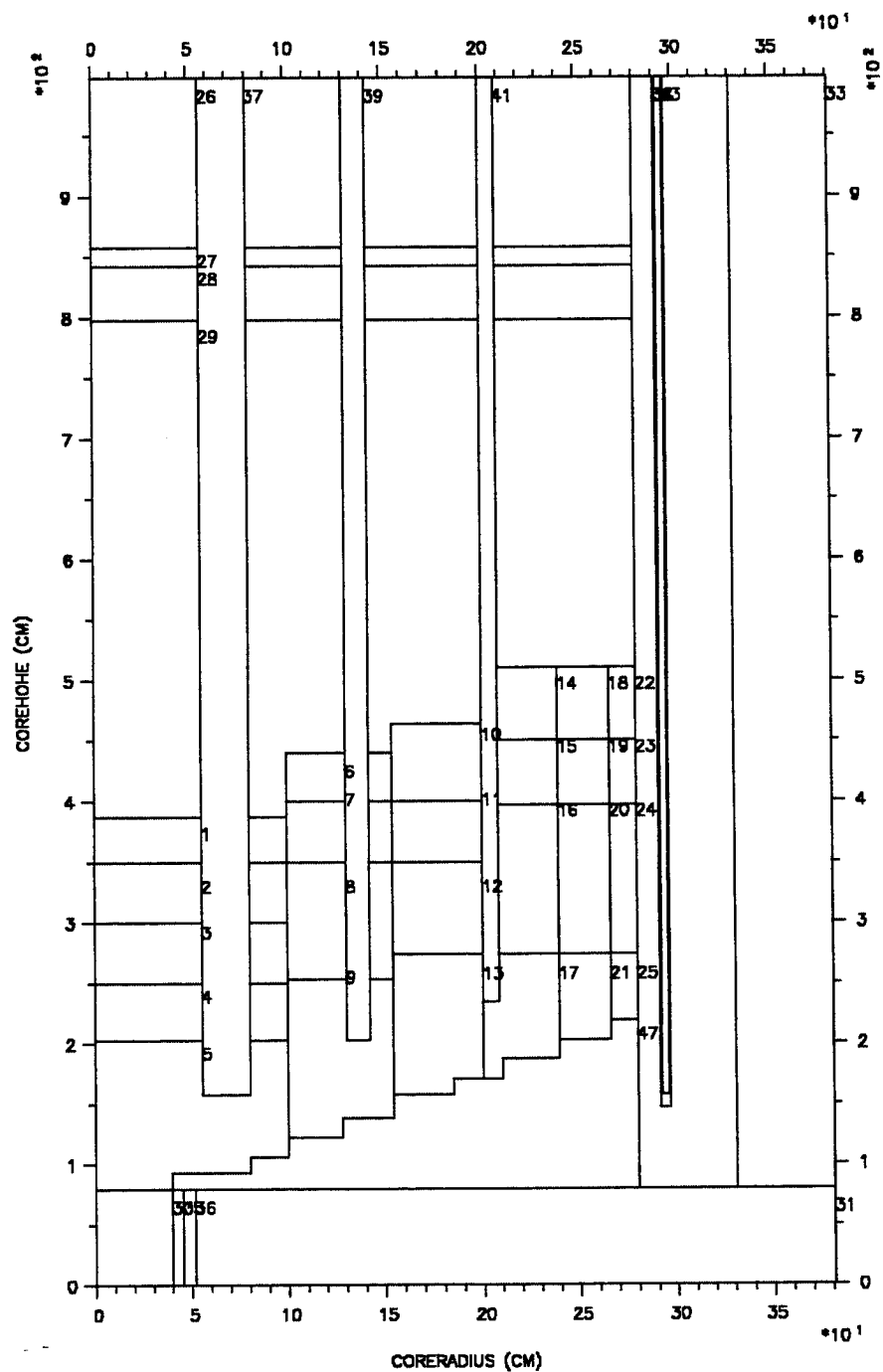
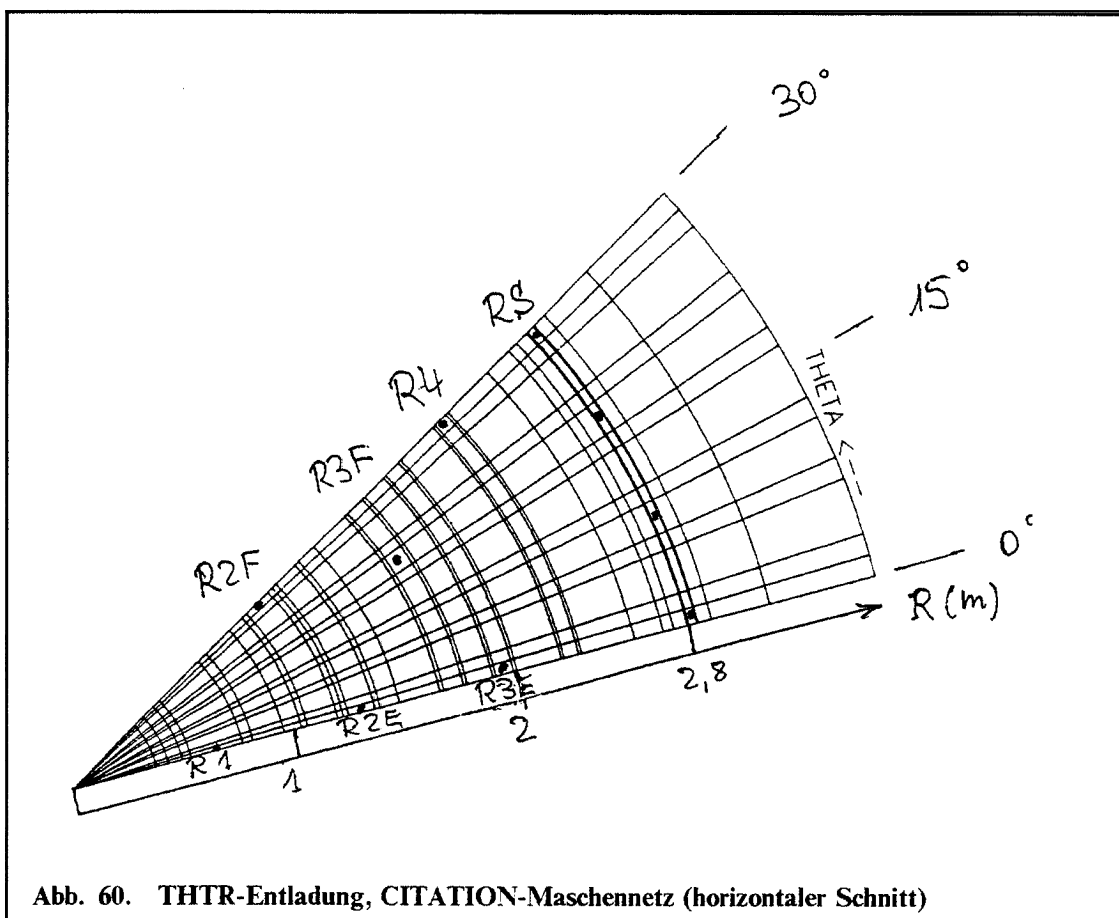


Abb. 59. THTR-Entladung, CITATION-Zoneneinteilung für Entladeschritt 5



Fall	HRB/HKG	ISR
Langzeit abgeschaltet, ES 0 ohne Stäbe	1.13	1.13
Langzeit abgeschaltet, ES 0 Abschaltstäbe eingefahren Stäbe gerade	0.79	0.86
Langzeit abgeschaltet, ES 4 Abschaltstäbe eingefahren Stäbe gerade	0.81	0.89
Langzeit abgeschaltet, ES 5 Abschaltstäbe eingefahren Stäbe gerade ca.300.00 BTE abgezogen	0.84	0.91
Langzeit abgeschaltet, ES 7 Abschaltstäbe eingefahren Stäbe gerade ca.400.00 BTE abgezogen	0.83	0.89
Langzeit abgeschaltet, ES 5 Abschaltstäbe eingefahren Stäbe ausgelenkt ca.300.00 BTE abgezogen	0.85	0.92

Tab. 12. THTR-300 Entladung: k_{eff} -Werte im Vergleich

Um bei einer so starken Abweichung der Ergebnisse eine größere Transparenz für ein Verständnis der einzelnen Resultate zu erhalten, wurden weitere zusätzliche Rechnungen durchgeführt. Betrachtet wurden beim Entladeschritt 0 (ES 0) – keine abgezogenen BTE – die Wirksamkeit der vorgefahrenen Kernstäbe ohne nachgefahrte Reflektorstäbe, sowie die der vorgefahrenen Reflektorstäbe ohne Kernstäbe. Hierbei zeigte sich, daß die vorgefahrenen Reflektorstäbe (RFS) im Vergleich HKG/ISR die gleiche Wirksamkeit aufwiesen, die nachgefahrenen RFS jedoch um 67 % in der HKG-Rechnung höher bewertet wurden als im ISR Resultat.

Die Kernstäbe sind dabei in der Wirksamkeit lediglich um 9 % unterschiedlich bewertet worden.

Der Entladeschritt 5 – 300.000 abgezogene BTE – wurde ebenso wie der ES 0 detailliert betrachtet, ohne daß dadurch die Unterschiede in der Beurteilung der Reflektorstab-wirksamkeit geklärt werden konnten. Darüberhinaus sind noch Rechnungen für einen definierten und dokumentierten Zustand nach einer betrieblichen Abschaltung des Reaktors durchgeführt worden. Dabei waren die Kernstäbe in einer von HKG angegebenen Weise eingefahren. Hier ergab sich mit HTR-2000 eine Wirksamkeit der nachgefahrenen Reflektorstäbe von 3.4 Nile. Dieser Wert ist in Relation zur Rechnung von HKG mit 3.3 Nile zu sehen. Das heißt, in Teilbereichen sind die Ergebnisse von HKG/HRB hinreichend gut mit ISR-Resultaten vergleichbar, in anderen differieren die Ergebnisse sehr stark.

Ein Vergleich der unterschiedlichen Resultate läßt den Schluß zu, daß eine zweidimensionale Darstellung von Absorberstäben nur im Abgleich mit einer entsprechenden dreidimensionalen Darstellung sinnvoll ist.

8.3 Bewertung der Ergebnisse

Alle durchgeführten Berechnungen der k_{eff} -Eigenwerte für die verschiedenen Corekonfigurationen wurden vereinbarungsgemäß mit dem zur Verfügung gestellten Datenmaterial durchgeführt, wobei es allerdings an verschiedenen Stellen notwendig war, die für die Berechnung mit dem Rechenprogramm HTR-2000 erforderlichen Eingabedaten durch geeignete Modellvorstellungen aus den von HRB/HKG übermittelten Daten zu generieren.

Die Unsicherheiten im von HRB/HKG gelieferten Nuklidvektor stammen zum einen aus dem Fließverhalten während der Einbrennphase, das für die Abbrandbestimmung verwendet wurde und zum anderen aus dem Ausfließverhalten der BTE aus dem Reaktor während der Brennelemententladung.

Diese Unsicherheiten im bereitgestellten Nuklidvektor wurden mit 2,0 Nile abgeschätzt.

Da die ISR-Ergebnisse in einigen Fällen erheblich von den HKG/HRB-Werten abwichen, mußten zum Verständnis der Rechenunterschiede weitere Corekonfigurationen des THTR-300 berechnet werden, für die ebenfalls von HKG/HRB Ergebnisse vorlagen.

In allen diesen zusätzlich gerechneten Fällen war die Übereinstimmung zwischen HKG/HRB und ISR befriedigend.

Trotzdem mußte das entscheidende Rechenergebnis, daß bei ca. 300.000 abgezogenen Betriebselementen mit volleingefahrenen Core- und Reflektorstäben - wobei die Corestäbe aufgrund der Reibung der BTE an den Stäben während des Fließvorgangs zur Coreachse hin ausgelenkt sind - der vom ISR berechnete k_{eff} -Eigenwert von 0,92 aufrechterhalten werden.

Aufgrund früherer Untersuchungen, die an der kritischen Anlage KAHTER und am AVR durchgeführt wurden, ist für die Stabwirksamkeit eine Unsicherheit von 10 % und für die Reaktivitätsspanne heiß-kritisch/kalt-unterkritisch ebenfalls eine Unsicherheit von 10 % zu veranschlagen.

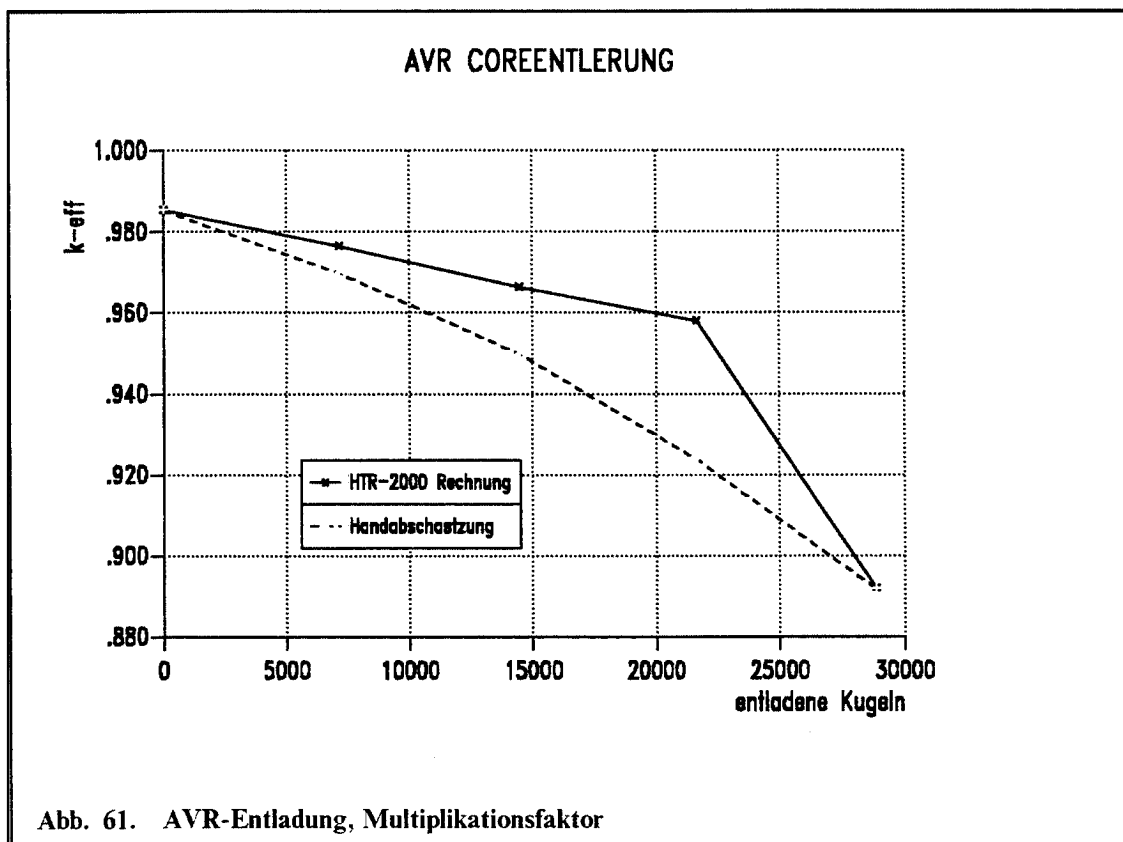
Die Unsicherheit für die Reaktivitätsspanne heiß-kritisch (Vollastbetriebszustand) zu kalt-unterkritisch (abgeschaltet) ergibt sich daraus, daß das k_{eff} des kalt-unterkritischen Zustandes meßtechnisch nicht bestimmt werden kann, so daß für diese rechnerische Bestimmung des Reaktorzustandes ebenfalls eine Unsicherheit von 10 % anzusetzen ist.

Diese beiden Effekte statistisch addiert ergeben für den Fall von ca. 300.000 aus dem Core abgezogener BTE, bei eingefahrenen Core- und Reflektorstäben unter der zusätzlichen Annahme zur Achse hin verbogener Corestäbe, einen Wert von 3 Nöle.

Unter Berücksichtigung der dargelegten Unsicherheiten wurde für den Fall ES 5 (Abschaltstäbe eingefahren, Corestäbe ausgelenkt) ein k_{eff} -Wert von $0.922 + 0.02 + 0.03 = 0.972$ berechnet, was über dem erlaubten Wert von 0.95 liegt und zu zusätzlichen Maßnahmen während der Entladung Anlaß gab.

8.4 Zur Coreentladung des AVR

Die Befürchtung, daß während der Brennelemententladung des AVR im Zuge der Stilllegung wie beim THTR-300 vorübergehend ein Anstieg des k_{eff} -Wertes zu berücksichtigen ist, kann nach den Ergebnissen der hierzu durchgeführten Berechnungen so gut wie ausgeschlossen werden. Zwar bildet sich während der Coreentladung auch hier ein Trichter aus, bei dem die reaktiven LEU-Brennelemente des Außencores in das Innencore fließen, die Wirksamkeit der vier in den Graphiteinbauten fahrenden Absorberstäbe wird dabei jedoch nicht vermindert. Anders als im THTR-300 fahren die Stäbe im AVR von unten ein, so daß sie immer ihre volle Wirksamkeit entfalten. Wie Abb. 61 auf Seite 125 zeigt, ist der langzeitabgeschaltete AVR mit den vier Absorberstäben zwar nur wenig unterkritisch, bei Entnahme von Brennelementen erniedrigt sich jedoch der k_{eff} -Wert monoton. Der Vergleich in Abb. 61 auf Seite 125 mit einer groben Handabschätzung wobei nur das geometrische Buckling verändert wurde, macht den Einfluß der Trichterbildung mit dem Transport der frischen Brennelemente von Außen nach Innen deutlich. Dieser Effekt ist jedoch hier im Gegensatz zum THTR nicht in der Lage, die anderen reaktivitätsmindernden Einflüsse zu dominieren. Nach voller Ausbildung des Trichters sinkt daher der Multiplikationsfaktor schnell ab.



8.5 Folgerungen

Die Untersuchungen zum Reaktivitätsverhalten des THTR während der BTE-Entladung zeigten ein sehr komplexes Verhalten des Kerns. Aufgrund der Betriebsweise des Kraftwerkes vor der entgeltigen Abschaltung hatte sich eine ungewöhnliche Spaltstoffverteilung ergeben, die im Zusammenspiel mit der Wirksamkeit der Abschaltstäbe zunächst zu einer Vergrößerung der Reaktivität bei der Entladung führte. Zur sicherheitstechnisch erforderlichen, genauen Beschreibung der Reaktivitätsentwicklung war der Einsatz eines anspruchsvollen dreidimensionalen Programmsystems erforderlich. Mit HTR-2000 konnten die von den Sicherheitsbehörden geforderten Untersuchungen mit der hinreichenden Genauigkeit durchgeführt und so zusätzlich erforderliche technische und administrative Maßnahmen bei der Entladung motiviert werden.

Das physikalisch gänzlich andere Verhalten des AVR macht deutlich, daß Untersuchungen dieser Art grundsätzlich notwendig sind, da hier offenbar kein reaktortypspezifisches Verhalten vorliegt.

9. Bisherige Experimente zu extremen Brennstoff-Partikelbelastungen

(W. Scherer)

Die vorangegangenen Abschnitte haben gezeigt, daß in extrem hypothetischen Störfallsituationen Leistungstransienten in Hochtemperatur-Reaktoren auftreten können, bei welchen die nukleare Leistung größenordnungsmäßig einhundertmal größer als die Nennleistung werden kann. Wegen der nahezu prompt erfolgenden Gegenkopplung durch die schnelle Temperatursteigerung in den coated particles verläuft diese Leistungsüberhöhung wie ein zeitlicher Puls. Die typische Zeitkonstante liegt dabei in der Größenordnung von einer Sekunde. Da die Reaktivitätsgegenwirkung durch Temperaturerhöhung bewirkt wird, muß es auch im Zeitraum von etwa einer Sekunde zu erheblichen Temperaturveränderungen im Brennstoff kommen. Die Rechnungen weisen zeitliche Temperaturgradienten von mehreren hundert bis mehreren tausend Grad pro Sekunde aus, welche allerdings nur für sehr kurze Zeiträume wirksam sind. Dadurch wird der Brennstoff kurzzeitig erheblich thermisch und mechanisch beansprucht, und es muß geklärt werden, welchen Schaden er dadurch nehmen kann.

Experimentelle Untersuchungen zu dieser Frage sind nur mit erheblichem Aufwand durchzuführen. Sie erfordern einerseits nukleare Testreaktoren, in denen eine Leistungsexkursion dieser Größe mit der benötigten Zeitstruktur erzeugt werden kann, und andererseits subtile Meßverfahren zur Bestimmung der entstandenen Schadensbilder. Dementsprechend ist die heute zur Verfügung stehende Informationsbasis noch ziemlich beschränkt. Einige der bisher durchgeführten Experimente und die daraus resultierenden Aussagen sollen hier kurz skizziert werden.

9.1 Experimente am NSRR-Reaktor in Japan

Im Zuge der Genehmigung des japanischen Hochtemperaturreaktors HTTR sind Experimente zur Überprüfung des Brennstoff-Verhaltens bei sehr schnellen Reaktivitätstransienten durchgeführt worden [FUKU90]. Hierbei wurden Fuel compacts von reduzierter Größe im Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) mit Neutronenpulsen sehr kurzer Dauer (4,4 ms) bestrahlt, wobei der Uranoxid Schmelzpunkt von 2800 °C in einigen Fällen erheblich überschritten wurde. Aus theoretischen Untersuchungen war bekannt, daß die sehr kurze Pulsdauer für Reaktivitätsstörfälle eines Hochtemperaturreaktors untypisch war. Aus technischen Gründen konnte der NSRR aber nicht in einem der HTR Neutronik angemessenen Pulslängenbereich von der Größenordnung einer Sekunde betrieben werden. Trotzdem ergaben die Experimente einige aufschlußreiche Aussagen über das Brennstoffverhalten bei Kurzzeitexkursionen.

Als wesentliches Ergebnis wurde eine Schadensfunktion in Abhängigkeit von der während des Pulses im Coated-Particle deponierten Energie ermittelt, die in Abb. 62 auf Seite 128 dargestellt ist. Es zeigte sich, daß der Anteil defekter Partikel mit der Energie-deposition in sehr strengem Zusammenhang stand, und daß unterhalb einer Deposition von 500 J/g UO_2 praktisch keine defekten Partikel beobachtet wurden, während oberhalb von 2300 J/g UO_2 nahezu alle Partikel defekt waren. Die Keramographien wiesen

*** Pulse Experiments at JAERI ***

HTR - Coated Particle Fuel
Pulse Length: 4 ms

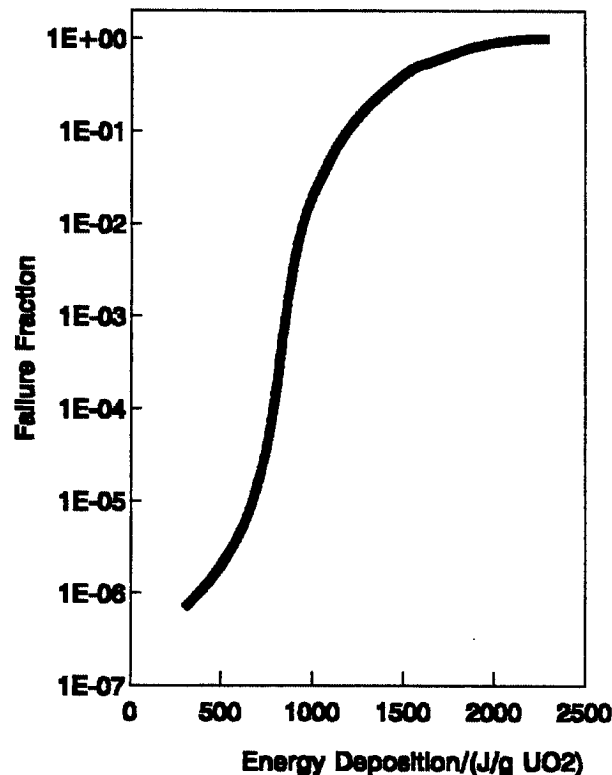


Abb. 62. Schadensfunktion in Abhängigkeit von der deponierten Energie. (nach [FUKU90])

später aus, daß bei Energieeinträgen oberhalb 2300 J/g UO₂ der Brennstoff im Zentrum der Partikel verdampft und durch Risse im Restkern und den Coatingschichten bis an die Grenze zur Matrix hin transportiert worden war. Unterhalb von 2000 J/g UO₂ wurde nur gerinfüßige Rissbildung in Kern und Coating beobachtet. In allen Fällen zeigten die Brennstoff-Compacts praktisch keine Beschädigungen an der Oberfläche, was die Autoren zu der Folgerung veranlaßte, auch oberhalb von 2300 J/g UO₂ Energieeintrag verbleibe bei den für den HTTR vorgesehen Brennelementen die Radioaktivität weitestgehend innerhalb derselben.

Im Vergleich zu ebenfalls am NSRR durchgeführten ähnlichen Tests an Druckwasser Fuel-Pins erwiesen sich die Coated Particles als extrem stabil. Dort wurde schon bei ca. 1500 J/g UO₂ Energieeintrag das völlige Bersten der Pins beobachtet.

Bevor diese Ergebnisse für hypothetische Unfallszenarien des MODUL-HTR bewichtet und Bedingungen für weitere Experimente diskutiert werden, sollen zunächst einige grundsätzliche Bemerkungen gemacht werden.

Die bei einer solchen Exkursion deponierte Energie kann nur zusammen mit der Pulszeit ein Versagenskriterium sein, da z.B. ein Brennelement im Laufe eines dreijährigen Normalbetriebes in einem HTR eine bei weitem höhere Energiedeposition erlebt und dennoch nicht versagt. Wenn man annimmt, daß die Schädigung der Partikel in solchen Pulstransienten vornehmlich von Temperaturen und Temperaturtransienten und -Gradienten bestimmt wird, so ist eine Information dazu von wesentlicher Bedeutung. Man kann versuchen, erst einmal eine Abschätzung für den zeitlichen Temperaturverlauf bei den Experimenten zu gewinnen. Bei einer Pulsdauer von $t = 4.4 \text{ ms}$ bedeutet ein Energieeintrag von $E_{sp} = 500 \text{ J/g UO}_2$ eine mittlere Leistung von $L_{sp} = 1.1\text{E}5 \text{ W/g UO}_2$. Bezogen auf MODUL-HTR Verhältnisse entspricht das ca. 800-facher Nennleistung! Wegen der Kürze des Pulses kann als (obere) Temperaturschranke die adiabatische Aufheizung betrachtet werden. Mit der spezifischen Wärmeapazität $c_p = 300 \text{ J/(kg}\cdot\text{K)}$ erhält man $\Delta T = 1670 \text{ K}$ für die Aufheizung in 4.4 ms. Der mittlere Temperaturgradient beträgt danach $dT/dt = 3.8\text{E}5 \text{ K/s}$. Eine Abschätzung nach unten liefert die Annahme quasistationären Verhaltens bei konstanter Temperatur am Rand des Coated-Particles. Dabei wird angenommen, daß das räumliche Temperaturprofil zu jedem Zeitpunkt dem stationären Fall entspricht. Dann kann der Verlustwärmestrom auf einfache Weise mit der mittleren Temperatur korreliert werden. Die sich ergebende gewöhnliche Differentialgleichung für die mittlere Temperatur kann analytisch gelöst werden. Mit den Werten Dichte des UO_2 $\rho = 1\text{E}4 \text{ kg/m}^3$, Wärmeleitfähigkeit des UO_2 $\lambda = 3 \text{ W/(m}\cdot\text{K)}$, Radius des CP-Kerns $= 250\text{E-}6 \text{ m}$ ergibt sich dann $\Delta T = 1030 \text{ K}$ als Aufheizung und $dT/dt = 2.3\text{E}5 \text{ K/s}$ als mittlere Temperaturtransiente. Beide Werte entsprechen etwa 60% der obengenannten. Es kann also daraus schon festgestellt werden, daß in einem Experiment ohne Partikelschädigungen offenbar Temperaturdifferenzen von mehr als 1000 K innerhalb von wenigen Millisekunden vorgelegen haben, d.h. Temperaturtransienten von einigen Hunderttausend Grad pro Sekunde ertragen wurden.

Die hier abgeschätzten Werte wurden durch detaillierte numerische Berechnungen [NABI92] bestätigt. In diesen ergaben sich auch die bei den hohen Energieeinträgen experimentell gefundenen Maximaltemperaturen weit oberhalb des Uranoxyd-Schmelzpunktes.

9.2 Experimente an den GUS Reaktoren HYDRA und IGR

Die in der ehemaligen Sowjetunion durchgeführte Entwicklung des Hochtemperatur-Reaktors war ebenfalls von einer Reihe von Experimenten zum Test der Brennelemente bei extremen Kurzzeittransienten begleitet. Diese wurden in dem russischen, am Moskauer Forschungszentrum Kurchatov befindlichen Pulsreaktor HYDRA und an dem in Kasachstan stehenden Reaktor IGR durchgeführt [DEGA91]. Im Gegensatz zu den japanischen Experimenten wurden auch ganze Brennelemente, dem russischen Konzept entsprechend Kugeln, bestrahlt.

Die Pulsbreite in HYDRA beträgt einige Millisekunden und entspricht daher den Verhältnissen im japanischen NSRR. Im IGR hingegen können Pulsexperimente mit Halbwertsbreiten von einigen Zehntel Sekunden und quasistationäre Hochflußexperimente mit 'Pulsdauern' bis zu 30 Sekunden durchgeführt werden.

Die mit russischen Coated Particles erzielten Ergebnisse in HYDRA sind den japanischen Resultaten bezüglich der Versagenswahrscheinlichkeit sehr ähnlich. Auch hier wurde unterhalb eines Energieeintrages von 500 J/g UO_2 praktisch keine Partikelschädigung festgestellt, während bei 2000 J/g praktisch alle Partikel zerstört wurden. In einer weiteren Experimentserie konnte gezeigt werden, daß Partikel mit dickerer Pufferzone deutlich stabiler waren. Auch hier zeigten parallele Berechnungen, daß die Partikelkerne bei über 1000 J/g UO_2 den Schmelzpunkt überschritten, was von den Nachuntersuchungen auch bestätigt wurde. Die Rechnungen wiesen maximale Temperaturanstiege von mehreren Hunderttausend Grad pro Sekunde aus.

Im IGR Reaktor wurden Experimente bei sehr viel längeren Pulsdauern durchgeführt. Hier war das Hauptziel, die Stabilität ganzer Brennelemente bei Thermospannungen zu testen. Eine qualitative Analyse des Partikelversagens wurde später auch vorgenommen.

Wesentliche Ergebnisse sind für zwei Testreihen dokumentiert [DEGA91, CHER92]. In der Testreihe 1 wurde bei drei aufeinander folgenden Pulsen auf die gleichen Elemente bei Pulsdauern von 1.6 s, 1.0 s und 0.7 s ein Energieeintrag von 26000 J/g UO_2 erreicht. Dies ist ca. 10 mal mehr als in den NSRR und HYDRA Experimenten maximal erzielt wurde. Die maximale Kugelleistung lag dabei bei 620 kW/Kugel. Die gemessene Oberflächentemperatur der Brennelemente betrug etwa 600 °C. Für die Maximaltemperaturen im Zentrum der Kugeln wurde ca. 1200 °C für die Matrix und 3100 °C für die zentralen Coated-Particle-Kerne berechnet. Diese sollten also geschmolzen sein. Die Thermospannung an der Kugeloberfläche wurde zu 70 MPa ermittelt. Diese Brennelemente zeigten nach dem Test keinerlei äußere Beschädigungen.

Die Testserie 2 wurde im quasistationären Modus gefahren. Viermal hintereinander wurde der Neutronenfluß am Ort der Testelemente innerhalb von 8 s linear hochgefahren bis die Leistung pro Testkugel 46 kW/Kugel erreichte. Dies liegt ca. 60-fach über dem Durchschnittswert beim MODUL-HTR im Normalbetrieb. Dieses Leistungsniveau wurde jeweils für 7 bis 30 Sekunden beibehalten. Dann wurde die Leistung innerhalb von 2 bis 4 Sekunden abgefahren.

Obwohl die Leistungsdichte hierbei 'nur' 46 kW/Kugel betrug, im Vergleich zur ersten Serie also mehr als 10-mal kleiner war, so betrug der gesamte Energieeintrag jedoch mit 90000 J/g UO_2 mehr als dreimal soviel. Durch die lange Zeitdauer war die Temperatur in der Matrix der Kugel zudem viel höher. Die Oberflächentemperatur wurde zu 1700 °C gemessen, die maximale Matrixtemperatur zu 2700 °C berechnet. Die maximale Partikeltemperatur hingegen betrug ähnlich wie im ersten Fall ca. 2900 °C. Die Spannungen wurden als ebensogroß wie dort berechnet. Im Gegensatz zur ersten Experimentreihe waren nach dem Test alle Brennelemente erheblich beschädigt bis völlig zerstört. Die Zerstörung trat fast nur während der 4. Periode auf, was aus dem massiven Anstieg der Radioaktivität in der Messkammer um 4 bis 5 Größenordnungen und einem ebenfalls gemessenen starken Druckanstieg geschlossen wurde.

Die später vorgenommenen keramographischen Untersuchungen an den Coated Particles zeigten erhebliche Schäden insbesondere auch an den SiC-Schichten. Diese waren zum Teil völlig aufgelöst. Als Grund für das Brennelementversagen wurde denn auch thermische Dissoziation von SiC und chemische Wechselwirkung der Kern- und Coatingmaterialien festgestellt. Thermospannungen wurden als Ursache ausgeschlossen.

Mit Blickrichtung auf die zukünftige Sicherheitsforschung für Hochtemperaturreaktoren wurde empfohlen, ähnliche Experimente in einem breiteren Variationsbereich der Randbedingungen durchzuführen, um daraus dann ein Modell zur Beschreibung der thermochemischen Vorgänge zu entwickeln.

9.3 Vergleich der Experimente mit HTR-Anforderungen

Wegen der speziellen Randbedingungen bei den bisher vorliegenden experimentellen Tests muß die Übertragbarkeit der Resultate auf die Anforderungen, die für hypothetische Störfallszenarien in innovativen Reaktoren gestellt werden könnten, diskutiert werden. Ein erster Eindruck dazu kann durch Vergleich der Experimente mit den in Abschnitt 7.2 dargestellten Szenarien vermittelt werden. Die hier interessierenden Werte sind neben der Pulsdauer, dem Energieeintrag und der Maximalleistung vor allem die Partikelaufheizspanne und die maximalen Temperaturtransienten. Für den Stabauswurf wurde in Abschnitt 7.2 $\Delta T = 650 \text{ K}$ und $(dT/dt)_{\max} = 350 \text{ K/s}$, für den KLAU-Austrag $\Delta T = 900 \text{ K}$ und $(dT/dt)_{\max} = 15000 \text{ K/s}$ gefunden. Vergleicht man diese Ergebnisse mit den oben dargestellten experimentellen Werten, was in Tab. 13 zusammengestellt ist, so erkennt man, daß die Aufheizungen beim MODUL wesentlich kleiner bleiben und die Temperaturtransienten auch bei diesen schweren Unfallannahmen ca. 10 bis 100 mal kleiner sind. Es sollte nochmal darauf hingewiesen werden, daß die betrachteten Transienten mit Leistungsexkursionen bis zur 100-fachen Nennleistung verbunden sind. Eine wesentliche Rolle bei den quantitativen Aussagen spielen die Materialdaten der verschiedenen Coating-Schichten. Hier besteht noch ein erhebliches Informationsdefizit, denn wie Parameteruntersuchungen zeigen, werden Peakleistung und Maximaltemperatur z.B. von der Wärmeleitfähigkeit der Pufferschicht ganz erheblich beeinflußt: Eine bessere Isolation des Partikelkerns ermöglicht eine schnellere Gegenkopplung durch den Dopplerkoeffizienten und reduziert so Leistung und Temperatur.

	NSRR	HYDRA	IGR		HTR	
			S-1	S-2	Stab	KLAU
Pulsdauer/s	0.004	0.002	1	30	1.2	0.4
Energieeintrag (J/g)	2300	1600	26000	90000	14000	26000
Max. Leistung/(W/g)	5E5	8E5	30000	3000	3800	35000
Max. Temperatur/K	>3000	>2800	>3000	>2900	1200	1740
Max. Temperaturanst./ (K/s)	4E5	1.2E6			<600	15000

Tab. 13. Schnelle Leistungsexkursionen: Wesentliche Daten der Experimente und Modellrechnungen

Die Experimente haben gezeigt, wann bei solch kurzen Transienten mit totalem Partikelversagen gerechnet werden muß; sie haben nicht gezeigt, welche Schadensfunktion bei langsameren Transienten mit teilweise höherem Gesamtenergieeintrag zu erwarten ist. Weitere Experimente sollten sich auf diese Fragestellung konzentrieren. Es ist zu prüfen, ob derartige Randbedingungen in den benutzten Experimentiereinrichtungen eingestellt werden können. Notfalls müßten kürzere Pulszeiten in Kauf genommen werden, die dann abdeckende (möglicherweise aber stark pessimistische) Aussagen erbringen

könnten. Die bisherigen Experimente scheinen den Schluß zuzulassen, daß auch in sehr schnellen hypothetischen Reaktivitätsstörfällen in einem modularen HTR ein Versagen der Coated Particles nicht zu unterstellen ist. Die Brennstoffpartikel stellen offenbar auch hier eine hervorragende Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten dar.

10. Überlegungen zu Kernanordnungen mit Wasser- bzw. Dampfkühlung

(W. Scherer, U. Ohlig)

Die Mehrzahl der heute weltweit betriebenen Kernreaktoren ist vom Typ des Leichtwasserreaktors (LWR). Langjährige Betriebserfahrung und dementsprechend genaue Kenntnisse über Stärken und Schwächen gepaart mit einer daraus resultierenden akzeptablen Wirtschaftlichkeit sind für derartige Systeme charakteristisch. Ein wesentliches Hemmnis für eine noch größere Weiterverbreitung des LWR Typs insbesondere unter dem Aspekt der öffentlichen Akzeptanz stellt die diesem Reaktorkonzept innewohnende Möglichkeit der Kernschmelze in hypothetischen Störfallsituationen dar. Neuere Entwicklungen haben daher den Nachweis der Beherrschbarkeit der potentiellen Schmelze zum Ziel. Durch zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen, u.a. durch Einführung eines sog. Core-Catchers, soll erreicht werden, daß auch bei einem Kernschmelzunfall die Schmelze und damit die radioaktiven Spaltprodukte und Transurane sicher innerhalb des Schutzgebäude eingeschlossen bleiben, so daß für die Außenwelt auch in der Umgebung des Kernkraftwerkes keine wesentliche Beeinträchtigung des normalen Lebensablaufes auftreten kann [HENN89].

Gelingt dieser Nachweis, so ist eine derartige Kernenergie im Sinne der eingangs dieses Berichtes gegebenen Definition katastrophenfrei. Hingegen bestehen zum heutigen Zeitpunkt bei vielen, auch technisch-wissenschaftlich orientierten Menschen noch erhebliche Zweifel bezüglich der Realisierbarkeit der geforderten Nachweise.

Ausgehend von den bereits nachgewiesenen hervorragenden Sicherheitseigenschaften des Hochtemperatur-Reaktors kann man andererseits die Frage aufwerfen, ob nicht durch geeignete Auslegung unter Nutzung der vom HTR bekannten Prinzipien und Materialien ein wassergekühlter Reaktor konstruierbar sei, der das Auftreten einer Kernschmelze prinzipiell aufgrund seiner physikalischen Eigenschaften verhindert. Dabei sollen Trivillösungen, etwa die Reduktion der Leistungsdichte auf wirtschaftlich absolut undiskutable Werte, nicht betrachtet werden.

Unter dieser Randbedingung wurden in letzter Zeit einige grundsätzliche, auf die Neutronenphysik und speziell das Reaktivitätsverhalten gerichtete Fragen angedacht, die im folgenden skizziert werden sollen.

10.1 Leichtwasserkühlung

Die grundsätzliche Möglichkeit des Kernschmelzens zählt zu den inhärenten Eigenschaften heutiger Leichtwasser-Kernreaktoren. Wegen der hohen Leistungsdichte, der mangelnden Wärmekapazität der Brennelemente und der metallischen Brennelementhüllen und Coreinbauten steigt die Temperatur bei Ausfall der Kühlung, insbesondere bei Entweichen des Kühlwassers in kurzer Zeit weit über die Schmelztemperatur der Kernmaterialien an. Sicherheitsforschung für LWR zielte bisher fast ausschließlich auf die Reduktion der Eintrittswahrscheinlichkeit eines derartigen Unfalls. In letzter Zeit wurde die Frage aufgeworfen, ob die Kernschmelzmöglichkeit nicht prinzipiell durch

Änderung der Konstruktionsprinzipien des LWR ausgeschlossen werden könnte. Gedacht wurde dabei zunächst an einen wassergekühlten Kugelhaufen-Reaktor.

10.1.1 Fortschrittliche HTR-Brennelementtechnik

Als Brennelemente waren zunächst Kugeln mit SiC-Beschichtung und ggf. mit zusätzlichem Metallcladding ins Auge gefaßt worden. Der Reaktor könnte als Ringreaktor mit Graphitreflektoren (ggf. SiC- beschichtet) und ca. dreifacher Leistungsdichte gegenüber einem Hochtemperatur-Reaktor in einer Leistungsgröße von ca. $2000 \text{ MW}_{\text{th}}$ gedacht werden.

Ein solches System würde die Nachwärme bei Ausfall der Kühlung auch bei völligem Wasserverlust wie ein HTR per Leitung und Strahlung an die Umgebung abgeben können, ohne daß eine Kernschmelze auftreten könnte. Wegen der höheren Leistungsdichte wäre das 1600 Grad Konzept des MODUL-HTR nur einhaltbar, wenn durch geeignete Kerngeometrie (Platte, Ringcore) für kurze Leitungs- und Strahlungswege gesorgt würde.

Hier sollen erste Rechnungen zu elementaren neutronenphysikalischen Fragen eines derartigen Systems vorgestellt werden.

Voidverhalten

Ein wassergekühlter Kugelhaufenreaktor enthält zwei Neutronenmoderatoren, Graphit und Wasser. Der Unfall von Tschernobyl hat die Probleme eines solchen Systems hinreichend deutlich gemacht. Oberstes Gebot für ein solches System muß ein negativer Void-Reaktivitätskoeffizient im Betrieb sein. Ein untermoderiertes Graphitsystem genügt dieser Forderung stets bis zu einer bestimmten Wassermenge im Kern. Die Frage ist also, ob eine Auslegung denkbar ist, bei welcher diese Wassermenge größer als die betriebliche Kühlmittelmenge gemacht werden kann. Hierzu wurden 1-D S-N-Berechnungen mit dem Programmsystem AMPX-2 [GREE78] (Module NITAWL, XSDRNPM) durchgeführt. Die Resonanzeffekte des Wassers wurden mit dem V.S.O.P.-Modul ZUT-DGL [TEUC70] ermittelt. Zugrundegelegt wurde ein Ringcore mit 4 m Innen- und 7 m Außendurchmesser. Die Corehöhe wurde zu 8 m angenommen (B^2 -Korrektur). Radiale Begrenzung waren Grafitreflektoren.

Da die Moderation des Wassers erst bei sehr großen Wassermengen optimal sein sollte, wurde die Schwermetallbeladung einmal zu 20 g/Kugel und einmal zu 40 g/Kugel angenommen. Letzteres stellt wohl eine Obergrenze für heutige HTR-Brennelemente dar.

Abb. 63 auf Seite 135 zeigt den berechneten Multiplikationsfaktor als Funktion der Wasserdichte. Wie aus den Störfallrechnungen zum HTR bekannt, steigt die Reaktivität bei kleinen Wasserkonzentrationen an. Trotz der hohen Schwermetallbeladung wird schon bei verhältnismäßig kleinen Wasserdichten das Reaktivitätsmaximum erreicht. Danach überwiegt die Wasserabsorption und läßt den Multiplikationsfaktor wieder sinken. In diesem Bereich ist ein positiver differentieller Voidfaktor wirksam. Eine Auslegung dieser Art verbietet sich wegen der Gefahr einer positiven Reaktivitäts-Rückkopplung bei Unfällen.

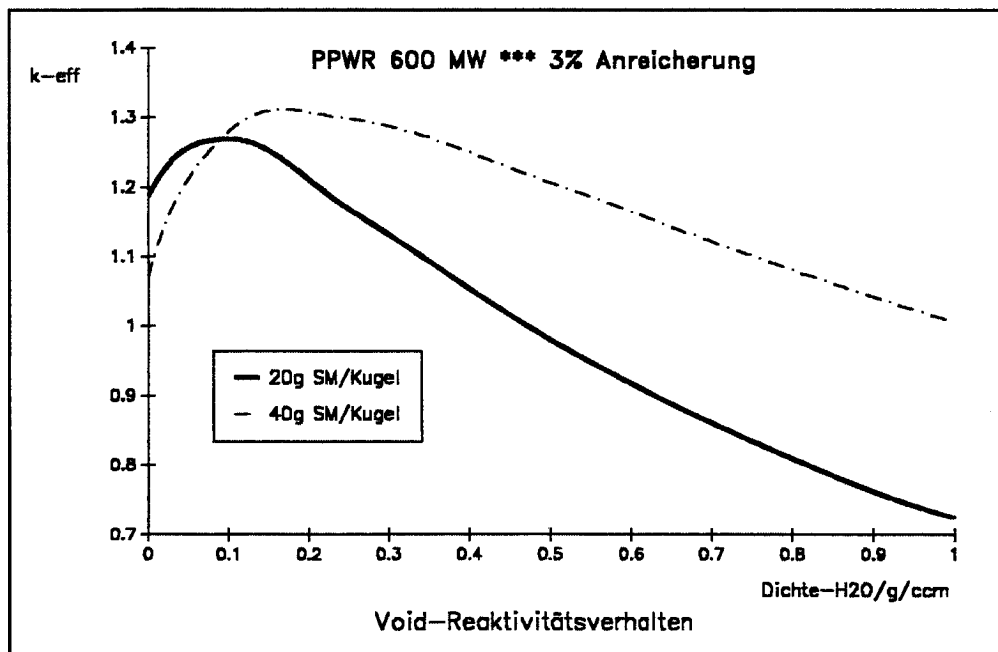


Abb. 63. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (I) Void-Reaktivitätsverhalten

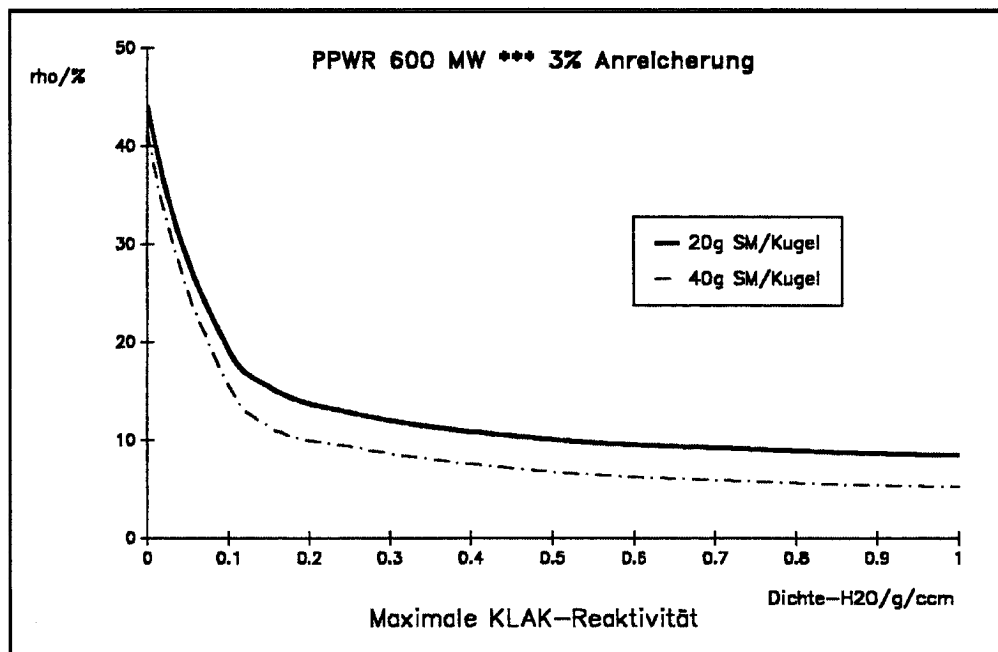


Abb. 64. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (II) Maximale KLAK-Reaktivität

Es scheint demnach, daß eine Kombination der Kugelhaufentechnik auch bei Verwendung modifizierter Brennelemente mit der Wasserkühlung neutronenphysikalisch für große Reaktoren nicht zu realisieren ist. Die Wassermenge im Kern müßte erheblich reduziert werden, was eventuell durch Übergang zu blockförmigen Brennelementen erreicht werden könnte. Eine Reduktion der Graphitmenge kommt nicht infrage, da damit die für den Wasserverluststörfall nötige Wärmekapazität vermindert werden würde.

Abschaltreaktivität

Der Gedanke, das ringförmige Core ähnlich dem HTR-MODUL durch Stäbe/KLAK vom Reflektor her abzuschalten, liegt nahe. Vom HTR ist bekannt, daß Wasser im Core die freie Weglänge der Neutronen erheblich verkleinert und damit die Reflektorstabwirksamkeit reduziert. Dieser Effekt ist in verstärktem Maße auch hier zu erwarten.

Zur Quantifizierung wurden obige Rechnungen wiederholt, wobei jetzt eine 10 cm dicke Schicht des inneren und äußeren Reflektors massiv mit B_4C vergiftet wurde. Auf diese Weise kann die maximal mögliche Abschaltreaktivität abgeschätzt werden. Abb. 64 auf Seite 135 zeigt das Ergebnis. Wegen der hohen Schwermetallbeladung und des nur 1.5 m breiten Cores ist die Vergiftung des Reflektors im Fall ohne Wasser besonders wirksam. Dies ändert sich jedoch schnell mit zunehmender Wasserdichte. Bei 20g SM/Kugel werden bei vollem Wassergehalt ca. 10%, bei 40g SM/Kugel ca. 5% Reaktivität erreicht. Es erscheint fraglich, ob dies für ein Langzeit-Abschaltsystem ausreichend ist. Zur Schnellabschaltung erscheinen die Werte hinreichend, sodaß als 2. Abschaltsystem an die übliche Borsäure gedacht werden könnte.

Fazit

Die durchgeführten Berechnungen zeigen, daß ein großer Leichtwasserreaktor mit herkömmlichen und korrosionsgeschützten HTR-Kugelbrennelementen neutronenphysikalisch wohl nicht realisierbar ist, da bei heute als machbar angesehenen Brennstoffbeladungsdichten ein negativer Voidkoeffizient bei angemessener Reaktorgröße nicht erreicht werden kann. Auch kann eine hinreichend sichere Langzeitabschaltung mit KLAK nicht sichergestellt werden.

Bei Verwendung von blockförmigen HTR-Brennelementen könnten beide Probleme möglicherweise gelöst werden.

10.1.2 Neue Brennelementmaterialien

Die obigen Untersuchungen zeigen, daß ein mit SiC beschichteten Graphit-HTR-Kugeln beschickter Wasserreaktor einen positiven Voidkoeffizienten aufweist. Neuere Ideen sehen daher vor, den Strukturgraphit der HTR-Kugel zumindest teilweise durch andere, weniger stark moderierende Materialien zu ersetzen, die aber mit Graphit vergleichbare wärmetechnische Eigenschaften haben sollen. Ein vielversprechender Kandidat scheint Korund (Al_2O_3) zu sein. Eine Idee sieht den Einsatz japanischer Coated Particle Compacts in ausgebohrten Korund-Kugeln vor.

Aus neutronenphysikalischer Sicht ist zu klären, ob solche Konzepte unter den Basis-Randbedingungen

- Anreicherung unter 20%
- negativer integraler Voidkoeffizient
- negativer differentieller Voidkoeffizient

realisiert werden könnten.

Durchgeführte Berechnungen und Ergebnisse

In einfachen neutronenphysikalischen Berechnungen ist dieser Frage nachgegangen worden. Ausgehend von einer frischen HTR-Kugel mit hohem Schwermetallgehalt von 20 g/Kugel und einer Anreicherung von 8% wurden 1-D SN Spektralrechnungen in Zellgeometrie durchgeführt und k_{inf} sowie der integrale Voidkoeffizient (0 Wasser gegen voll Wasser) für verschiedene Materialkombinationen ermittelt. Dabei wurde sukzessive der Strukturgraphit der Kugel durch Korund ersetzt.

Ferner wurden auch die Umhüllung der Kugel mit einer 0.5 mm dicken Stahl-(Fe)-Schicht und eine Veränderung der Anreicherung und des Schwermetallgehaltes betrachtet. Für ausgewählte Fälle wurde durch Reduktion der vollen Wassermenge auf 90% der differentielle Voidkoeffizient gewonnen.

Die Ergebnisse sind in den folgenden Tabellen zusammengefaßt.

Eine zusammenfassende Auflistung der k_{inf} -Werte zeigt Tab. 14. Daraus sind in Tab. 15 auf Seite 138 die integralen und für einige Fälle auch die differentiellen Voidkoeffizienten extrahiert worden.

Fall	ohne H ₂ O		mit H ₂ O	
	ohne Cladding	mit Cladding	ohne Cladding	mit Cladding
20g, 8%, Graphit	1.245	0.888	1.110	0.866
20g, 8%, Schale Al ₂ O ₃	0.964	0.740	0.957	0.770
20g, 8%, alles Al ₂ O ₃	0.764	0.620	0.830	0.681
20g,20%, alles Al ₂ O ₃	1.035	0.939	1.244	1.090
20g,20%, fiktiv leer			1.515	
7g, 8%, fiktiv leer			0.699	

Tab. 14. Unendliche Multiplikationsfaktoren: Übersicht

Fazit

Als wesentliche Ergebnisse der Berechnungen lassen sich folgende Aussagen formulieren:

- Zur Erreichung eines negativen integralen Voidkoeffizienten ist der gesamte Strukturgraphit durch Korund zu ersetzen oder nur der Schalengraphit bei gleichzeitigem Einsatz eines Stahlcladdings.
- Ein differentieller negativer Voidkoeffizient ist in keinem der betrachteten Fälle erreichbar.

Die letzte Aussage führte zu einer Erweiterung der Untersuchung dergestalt, daß fiktiverweise sämtliches Strukturmaterial vernachlässigt wurde, also nur die Coated Particles und das Wasser betrachtet wurden. Auch hier läßt sich im Rahmen des betrachteten Rechenmodells ein negativer differentieller Voidkoeffizient nicht erzielen.

Fall	ohne Cladding		mit Cladding	
Fall	total	90-100%	total	90-100%
20g, 8%, Graphit	0.098		0.029	
20g, 8%, Schale Al_2O_3	0.080		-0.053	0.361
20g, 8%, alles Al_2O_3	-0.104		-0.144	
20g,20%, alles Al_2O_3	-0.162	0.159	-0.148	0.157
20g,20%, fiktiv leer		0.136		
7g, 8%, fiktiv leer		0.900		

Tab. 15. Voidkoeffizienten: (% Rho/% H_2O)

Diese Rechnungen werden durch frühere Untersuchungen bestätigt. So ist aus gängiger Literatur [SOOD62] zu entnehmen, daß für LWR die optimale Moderation bei einem Wasser zu Uranoxid Volumenverhältnis von etwa $v = 3$ liegt. Für eine Kugelschüttung ist $v_{\text{Wasser}} = 0.39$ und bei 20 g Schwermetall pro Kugel und TRISO Coated Particles gilt $v_{\text{UO}_2} = 0.012$. Damit wird $v = 33$, d.h. das System ist stark übermoderiert. Daraus sollte fast zwangsläufig ein positiver Voidkoeffizient folgen.

Da ein einfaches Zellmodell die Neutronenphysik eines Reaktors nur in groben Zügen beschreiben kann, wurde unter Zugrundelegung einer Schwermetallbeladung von 40 g/Kugel eine detaillierte Kernausslegung mit dem Programmsystem V.S.O.P. [HALL93] durchgeführt. Dabei wurden auch Ringcorekonzepte mit einbezogen. Auch hier zeigte sich ein positiver Voideffekt bei Betriebsbedingungen, der allerdings deutlich schwächer ausgeprägt war als in den Zellrechnungen. Damit ist gezeigt, daß das Kugelhaufenkonzept mit Brennstoff in Form von Coated Particles unter Beibehaltung der bisherigen, in Kugelhaufenreaktoren verwendeten Brennelementtopologie für einen inhärent sicheren, großen Druckwasser-Reaktor wohl kaum übertragen werden kann. Alternativ kann versucht werden,

- blockförmige Brennelemente einzusetzen (Freiraum in der Wahl von v)
- Kugelbrennelemente mit anderer Topologie zu untersuchen
- Dampfsysteme zu betrachten (Dampfdichte anstelle von Wasserdichte)
- Schwerwassersysteme anzugehen (hier ist $v_{\text{opt}} = 30$ anstelle von 3)

10.1.3 Geänderte Brennelementtopologie

In den angeführten Untersuchungen zum Voidverhalten eines wassergekühlten Kugelhaufenreaktors war stets das heutige Brennelement als Basis gewählt worden. Die grundlegenden Merkmale, nämlich ein 2.5 cm dickes Pellet aus Coated Particles in einer Stützmatrix und eine 0.5 cm dicke Schale waren beibehalten und lediglich die Materialauswahl variiert worden. So wurden sowohl der normalerweise verwendete Matrixgraphit als auch die graphitische Schale durch Korund (Al_2O_3) oder ZrO_2 ersetzt. Zusätzlich wurde ein dünnes Stahlcladding als Schutz gegen Korrosion eingeführt. Die Schwermetallbeladung wurde bis zu 40 g/Kugel und die Anreicherung bis zu 20% variiert.

Als wesentliches Ergebnis dieser Rechnungen wurde gefunden, daß so ein stets negativer Voidkoeffizient für Reaktoren akzeptabler Größe wohl nicht erreichbar ist. Die Ursache liegt in der zu geringen Schwermetallbeladung relativ zu dem großen wassergefüllten Lückenvolumen zwischen den Kugeln. Dadurch werden diese Systeme stets übermoderiert, was dann nahezu zwangsläufig zu einem positiven differentiellen Voidkoeffizienten führt.

Wenn man das hergebrachte Brennelementkonzept verläßt, so kann die Schwermetallbeladung jedoch deutlich gesteigert werden und es ergibt sich die Frage, ob dadurch nicht doch ein stets negativer Voidkoeffizient erreicht werden kann. Hierzu wurden einige einfache Berechnungen durchgeführt.

Berechnungen und Ergebnisse.

Wenn man analog zum LWR-Brennelement ein kugelförmiges Behältnis mit möglichst hohem Schwermetalleinsatz in Betracht zieht, so kann an eine Hohlkugel aus Stahl mit maximaler Coated Particle Füllung gedacht werden. Die Hohlkugel kann höchstens zu 60% mit kugelförmigen CP angefüllt werden. Die verbleibenden 40% des Volumens mögen mit Graphit oder einer Bindermasse belegt werden. Wenn man der Hohlkugel einen Außenradius von 3 cm und eine Wandstärke von 0.2 cm gibt, dann ist mit Standard Coated Particles eine Schwermetallbeladung von etwa 80 g/Kugel erreichbar. Das Volumenverhältnis von Wasser zu Brennstoff liegt so bei $V_{\text{H}_2\text{O}}/V_{\text{Br}} = 9$ und ist deshalb gegenüber herkömmlichen LWR dreimal größer. Das läßt eine Übermoderation vermuten, die aber z.T. durch die relativ starke Absorption in der Stahlstruktur aufgehoben werden kann.

Erste Zellrechnungen, die wieder mit dem AMPX-2 Programmsystem [GREE78] durchgeführt wurden, zeigen die in Tab. 16 auf Seite 141 und Abb. 65 auf Seite 140 und

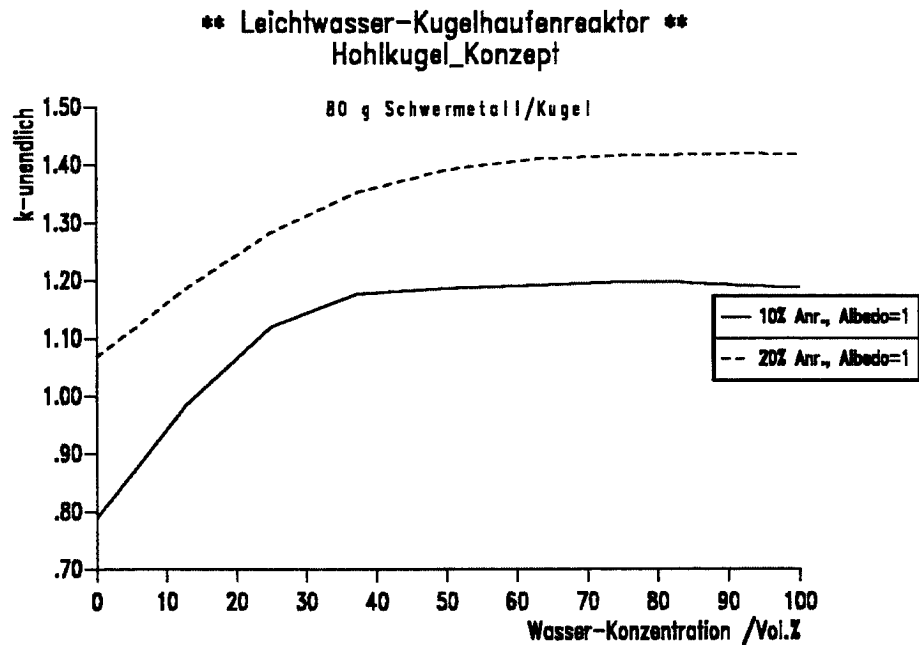


Abb. 65. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (III) Multiplikationsfaktoren bei verschiedenen Anreicherungen für ein Kugelbrennelement mit maximalem Schwermetallgehalt

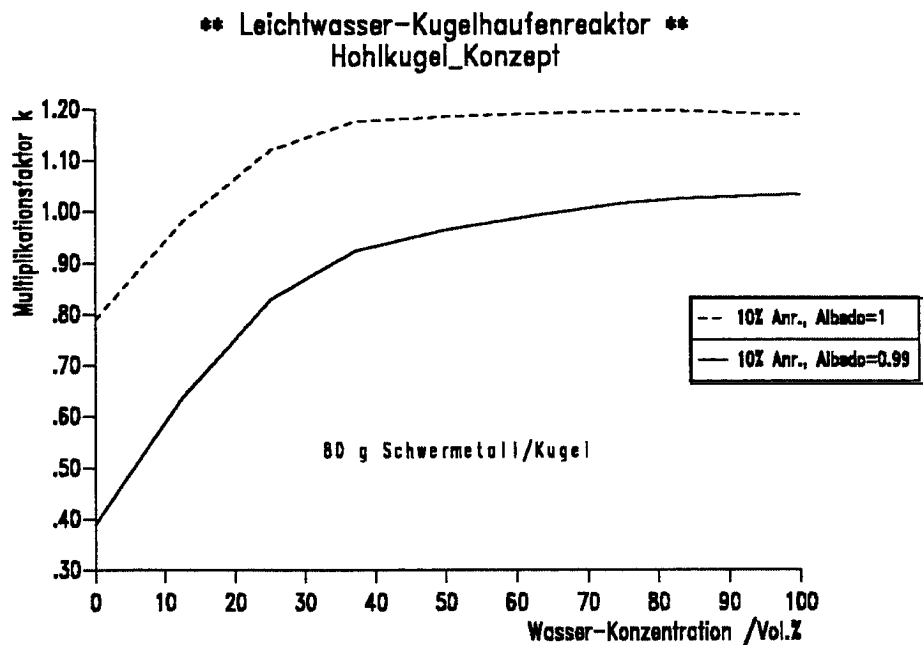


Abb. 66. Wassergekühlter Kugelhaufenreaktor (IV) Voidverhalten ohne und mit Leckageeinfluß bei maximaler Schwermetallbeladung

Abb. 66 auf Seite 140 zusammengestellten Ergebnisse. Danach ist bei Vernachlässigung jeglicher Leckage mit frischen Brennelementen von 20% Anreicherung ein negativer Voidkoeffizient praktisch erreichbar. Der unendliche Multiplikationsfaktor liegt allerdings (auch wenn nur ein frisches Brennelement betrachtet wurde) sehr hoch. Bei 10% Anreicherung ist bei hohen Wasserkonzentrationen ein leicht positiver Voidkoeffizient sichtbar. Bei grober Berücksichtigung der Leckageeffekte durch Einführung einer Albedo am Zellrand ($\alpha = 0.99$ unabhängig von der Energie) wird jedoch auch hier ein negativer Voidkoeffizient erreicht. Die entsprechende Gesamtleckage ergab sich zu ca. 13%.

Vol.% H ₂ O	0	25	50	75	90	100
C _{Dank}	0.87	0.86	0.85	0.84	0.834	0.83
20% Anreicherung						
Res. Int. ²³⁸ U	40.2	41.8	43.3	44.8	45.7	46.2
k-unendlich	1.0678	1.2832	1.3924	1.4164	1.4191	1.4182
10% Anreicherung						
Res. Int. ²³⁸ U	38.3	39.7	41.2	42.6	43.4	43.9
k-unendlich	0.7899	1.1204	1.1860	1.1971	1.1933	1.1884
k ($\alpha = 0.99$)	0.3913	0.8269	0.9635	1.0153	1.0287	1.0333

Tab. 16. Maximale CP-Beladung: Ergebnisse zum Voidverhalten

Fazit

Die durchgeführten Berechnungen zeigen, daß ein Leichtwasserreaktor mit maximal cp-gefüllten Hohlkugeln im Hinblick auf ein inhärent sicheres Voidverhalten möglicherweise realisierbar sein könnte. Wegen der hohen Schwermetallbeladung und Anreicherung wäre ein solcher Reaktor aber kein LWR im herkömmlichen Sinne. Das Neutronenspektrum wäre stark epithermisch, womit einerseits eine relativ hohe Konversionsrate zu erwarten wäre, andererseits aber ein sehr hohes Spaltstoffinventar im Core und eine hohe parasitäre Absorption im Stahl der Kugeln in Kauf genommen werden müßte. Die daraus folgenden Konsequenzen müßten in ausführlichen Studien untersucht werden.

10.2 Dampfkühlung

Da die Verwendung von HTR-ähnlichen Kugelbrennelementen mit Coated Particles in einem DWR unabhängig vom gewählten Matrixmaterial stets zu einem positiven differentiellen Voidkoeffizienten führt, ist ein solches Konzept insbesondere unter dem genannten Aspekt der inhärenten Sicherheit untragbar. Die gleiche Aussage gilt auch im Hinblick auf Siedewasser-Reaktoren, da in diesen die Wasserkonzentration in gewissen Bereichen des Systems nur unwesentlich niedriger ist als im DWR.

Wenn man unbedingt das generelle Prinzip des leichtwassergekühlten Reaktors beibehalten und gleichzeitig ein Schmelzen desselben durch Nutzung der inhärenten Eigenschaften des Hochtemperatur-Reaktors verhindern will, so muß man entweder wie oben dargestellt auf eine andere Brennelementtopologie übergehen oder von dem Kugelhau-
fenprinzip Abschied nehmen und damit den Betrieb ohne Überschußreaktivität und damit ohne Unfallquelle durch fehlerhaft wirkende Absorbereinrichtungen aufgeben. Die Möglichkeit der Verwendung von blockförmigen HTR-ähnlichen Brennelementen aus möglichst wenig moderierendem Material scheint nicht ausgeschlossen, ist aber auch nicht unproblematisch, da wegen der Coated Particle Geometrie nur sehr wenig Volumen für die Wasserkühlung genutzt werden kann.

Die aus sicherheitstechnischen Überlegungen sehr wünschenswerte Nutzung von HTR-ähnlichen Kugel-Brennelementen kann nur gelingen, wenn die Konzentration des Wassers im Reaktor auf das Niveau von Wasserdampf reduziert wird. Ein solcher Reaktor ist vor geraumer Zeit von Prof. Schulten prinzipiell skizziert worden [SCHU91]. Designstudien oder gar Sicherheitsanalysen liegen bisher nicht vor.

Hier soll zunächst gezeigt werden, ob ein solcher Reaktor tatsächlich stets einen negativen Voidkoeffizienten haben kann und in welchem Bereich des Brennelementdesigns man sich bewegen muß.

Durchgeführte Berechnungen und Ergebnisse

Ausgehend von einer frischen HTR-Kugel mit hohem Schwermetallgehalt von 20 g/Kugel und einer Anreicherung von 20% wurden 1-D SN Spektralrechnungen in Zellgeometrie durchgeführt und k_{inf} als Funktion des Wasseranteiles im Lückenvolumen für zwei verschiedene Materialkombinationen ermittelt. Dabei wurde eine reine Graphitkugel mit einer, bei welcher die brennstofffreie Schale durch Korund (Al_2O_3) ersetzt war, verglichen. Ferner wurde untersucht, welchen Einfluß die Schwermetallbeladung und die ^{235}U -Anreicherung auf den unendlichen Multiplikationsfaktor haben.

Zur Durchführung der Rechnungen wurden wieder die gleichen Rechenmethoden wie oben benutzt. Die Ergebnisse sind in den folgenden Tabellen zusammengefaßt.

In Tab. 17 auf Seite 143 sind die unendlichen Multiplikationsfaktoren bei $T = 900 \text{ K}$ für eine Beladung der Kugel mit 20g Schwermetall angegeben. Diese Beladung dürfte als heute herstellbar angesehen werden. Mit 20% Anreicherung stellt die erste Wertereihe auch die Obergrenze unter heute geltenden Safeguards-Aspekten dar. Die maximal zulässige Wasserkonzentration liegt hier bei ca. 35 Vol-%. Reduktion der Anreicherung bewirkt neben der Senkung der Reaktivität auch eine Reduktion der max. H_2O -Konzentration auf ca. 17 Vol-%. Bei dieser Anreicherung gewinnt man beim Übergang auf eine Graphitschale erheblich an Reaktivität bei nur geringfügiger Reduktion des tolerablen Wassergehaltes.

Vol-% H ₂ O	20%,S-Al ₂ O ₃	8%,S-Al ₂ O ₃	8%,S-Grafit
0	1.1694	0.9641	1.2485
10	1.4471	1.2045	1.5069
20	1.5087	1.2294	1.5153
30	1.5185	1.2109	1.4754
40	1.5083	1.1783	1.4216

Tab. 17. 1-D SN-Zellrechnungen mit AMPX-II (I): 20g Schwermetall pro Kugel

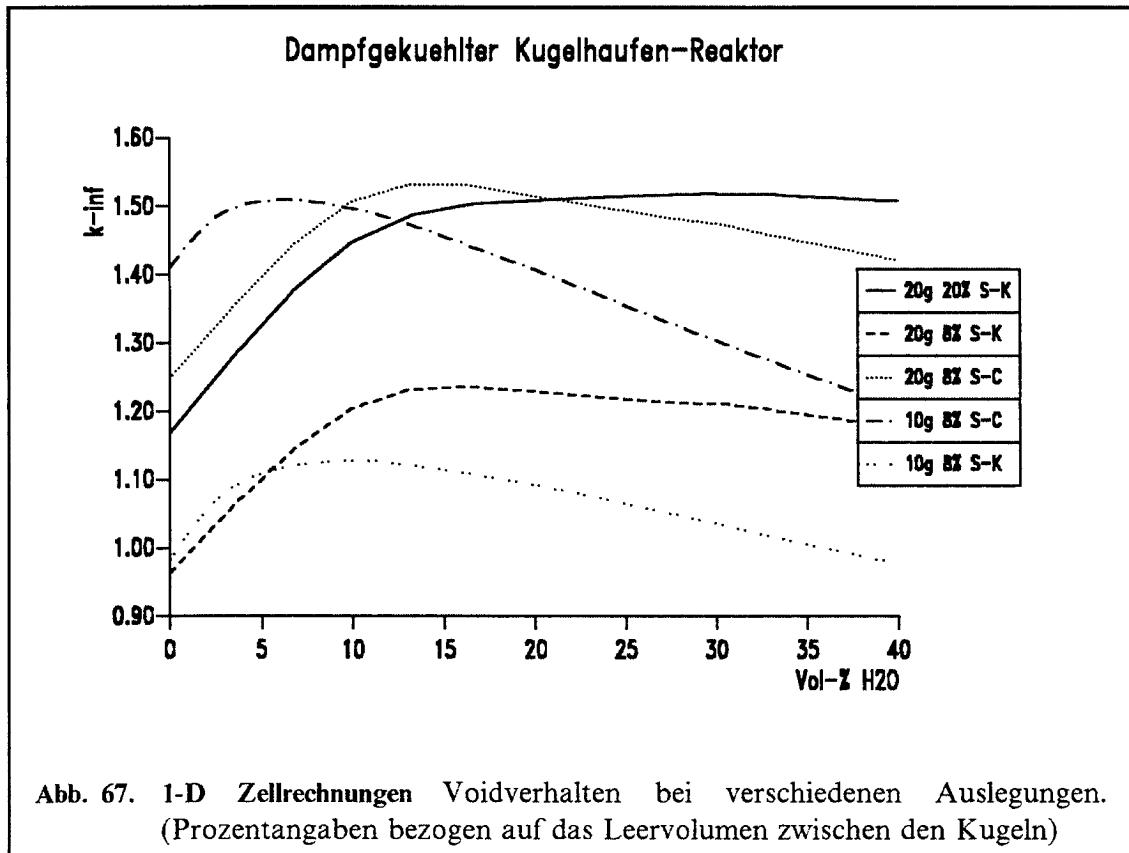
Die Ergebnisse für eine kleinere, den heutigen HTR-Konzepten entsprechende Schwermetallbeladung sind in Tab. 18 zusammengestellt.

Vol-% H ₂ O	8%,S-Al ₂ O ₃	8%,S-Graphit
0	0.9836	1.4110
2.5	1.0707	1.4841
5	1.1093	1.5073
7.5	1.1242	1.5084
10	1.1276	1.4971
12.5	1.1238	1.4795
20	1.0929	1.4078
30	1.0360	1.3046
40	0.9772	1.2082

Tab. 18. 1-D SN-Zellrechnungen mit AMPX-II (II): 10g Schwermetall pro Kugel

Die kleinere Schwermetallbeladung hat einen erheblichen Einfluß auf die maximal zulässige Wasserkonzentration. Je nachdem welches Strukturmaterial für die Kugelschale verwendet wird, liegt der für einen negativen Voidkoeffizienten tolerable Wert bei 5-10 Vol-%. Bei der Verwendung von Korund (S-K) stellt die betrachtete Anreicherung von 8% einen unteren Grenzwert dar, da darunter ein kritischer Reaktor wohl nicht erreicht werden kann.

Zum Schluß sind alle Rechenergebnisse in Abb. 67 auf Seite 144 gemeinsam dargestellt.



Fazit

Als wesentliche Ergebnisse der Berechnungen lassen sich folgende Aussagen formulieren:

- Ein dampfgekühlter Kugelhaufenreaktor mit negativem Voidkoeffizienten erscheint neutronenphysikalisch machbar.
- Durch geeignete Wahl der Schwermetallbeladung, der Anreicherung und des Strukturmaterials kann die Systemreaktivität in wahrscheinlich hinreichender Bandbreite variiert werden.
- Zu jeder Auslegung existiert eine wohldefinierte obere Grenze für die zulässige Wasserkonzentration im Hinblick auf einen negativen Voidkoeffizienten der Reaktivität.
- Ein solches System enthält ein inhärentes zusätzliches Abschaltsystem mit einer Wirksamkeit von mehreren Prozent Reaktivität für den Kühlmittelverluststörfall.
- Wie beim heliumgekühlten HTR kann die Nachwärme ohne zusätzliche Notkühlsysteme sicher abgeführt werden.

Die Einzelheiten hinsichtlich Konstruktion und Betrieb eines solchen Reaktors sind heute noch völlig unklar. Insbesondere das An- und Abfahren bedürfen einer eingehenden Analyse. Sicherheitstechnisch ganz besonders wichtig ist der Nachweis, daß in keinem Fall die diesem System inhärent vorgegebene obere Grenze der zulässigen Wasserkonzentration zur Einhaltung eines negativen Voidkoeffizienten überschritten werden kann.

10.3 Schwerwasserkühlung

Da die Moderationseigenschaften von schwerem Wasser sich erheblich von denen des Leichtwassers unterscheiden und denen des Graphits ähnlicher sind, wird das Problem der Einhaltung eines negativen differentiellen Voidkoeffizienten bei Schwerwasserkühlung erheblich entschärft. Wie eingangs schon erwähnt, liegt das Volumenverhältnis von Kühlmittel zu Brennstoff zur Erreichung optimaler Moderation in D_2O -Reaktoren bei ca. 30 und ist damit ca. 10-mal größer als bei Leichtwasserreaktoren. Dieses Verhältnis wird in HTR-ähnlichen Kugeln mit Standard-Coated-Particles bei etwa 14 g Schwermetall pro Kugel erreicht. Bei zusätzlicher Berücksichtigung der Graphit-Moderation sollten daher schätzungsweise 20 g SM/Kugel zur Einhaltung eines negativen Voideffektes ausreichen.

Um diese Abschätzung zu erhärten, wurden mit den gleichen Methoden wie oben skizziert Zellrechnungen mit HTR-ähnlichen Brennelementen mit Stahl-Cladding und Schwerwasserkühlung durchgeführt.

Berechnungen und Resultate

Als Brennelement wurde eine Standard HTR-Kugel mit einem zusätzlichen 0.5 mm dicken Stahlcladding verwendet. Die Schwermetallbeladung wurde zu 20g SM/Kugel angenommen und die U^{235} -Anreicherung zwischen 10% und 20% variiert. Die effektive D_2O -Konzentration im Lückenvolumen der Kugeln wurde zwischen 100% ($\rho = 1.1 \text{ g/cm}^3$) und 0% verändert. Die hier wesentlichen Resultate der Analyse sind in Tab. 19 sowie in Abb. 68 auf Seite 146 dargestellt.

Vol.% D_2O	0	25	50	75	90	100
C_{Dankoff}	0.62	0.61	0.60	0.59	0.585	0.581
10% Anreicherung						
Res. Int. $^{238}\text{U}/[\text{barn}]$	67.7	68.6	69.5	70.4	71.0	71.3
k-unendlich	0.8462	0.9754	1.0546	1.1080	1.1327	1.1467
15% Anreicherung						
Res. Int. $^{238}\text{U}/[\text{barn}]$	69.7	70.7	71.6	72.6	73.1	73.5
k-unendlich	0.9672	1.0988	1.1810	1.2382	1.2643	1.2797
20% Anreicherung						
Res. Int. $^{238}\text{U}/[\text{barn}]$	72.0	72.9	73.9	74.9	75.5	75.9
k-unendlich	1.0454	1.1741	1.2569	1.3152	1.3422	1.3578

Tab. 19. Schwerwasserkühlung: Ergebnisse zum Voidverhalten bei verschiedenen Anreicherungen

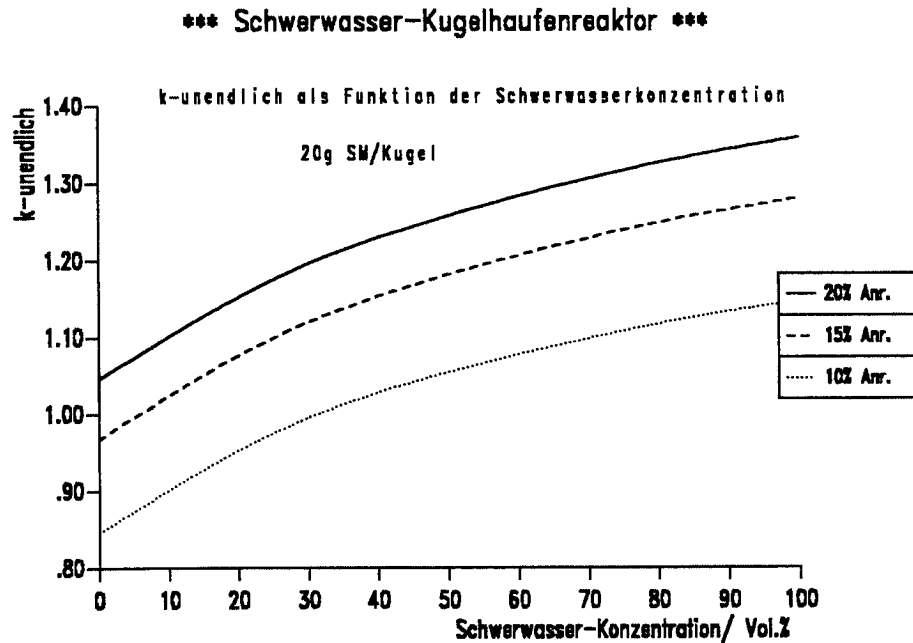


Abb. 68. Schwerwassergekühlter Kugelhaufenreaktor Voideffekt bei verschiedenen Anreicherungen für ein HTR-ähnliches Kugelbrennelement

Es wird deutlich, daß bei allen untersuchten Anreicherungen der Voidkoeffizient stets negativ ist. Obwohl die Rechnungen nur für ein frisches Brennelement durchgeführt wurden, kann davon ausgegangen werden, daß auch für abgebrannte Brennelemente (evtl. bei erhöhtem Schwermetallgehalt) der negative Voideffekt nachgewiesen werden kann und noch genügend Spielraum bleibt, um mit der Anreicherung die Kritikalitätsbedingung einstellen zu können.

10.4 Folgerungen

Die bisher durchgeführten ersten Screeningrechnungen zeigen, daß das im HTR hervorragend bewährte Brennelementkonzept mit Coated Particle Füllung nicht ohne weiteres auf wassergekühlte Systeme übertragbar ist. Sowohl die starke Moderation in der Graphitumhüllung der beschichteten Teilchen als auch deren maximal erreichbare Schüttdichte führen zunächst zum Auftreten einer Reaktivitätssteigerung bei Reduktion der Kühlmitteldichte, d.h. zu einem instabilen neutronenphysikalischen Verhalten schon im Normalbetrieb. Dieser Effekt kann durch verschiedene Maßnahmen vermieden werden, die allerdings zu erheblichen Designänderungen von Brennelement und/oder Reaktorkonzept führen.

Für Leichtwasserkühlung muß bei kugelförmigen Brennelementen eine sehr hohe Schwermetallbeladung angestrebt werden, was wenn überhaupt nur durch Verwendung von metallischen Hohlkugeln realisierbar sein könnte. Blockförmige Anordnungen böten mehr Freiraum in der Auslegung, jedoch erscheint die Aufgabe der kontinuierlichen Be- und Entladung im Hinblick auf durch notwendige Überschußreaktivität mögliche Störfälle wenig attraktiv. In jedem Fall sind die Folgen der extremen Brennstoffbeladung im

Hinblick auf Brennstoffökonomie und Abbrandverhalten noch unklar und es bedürfte vermutlich eines erheblichen Aufwandes zur Entwicklung derartiger Brennelemente.

Bei Wasserdampfkühlung ergibt sich ein wesentlich besseres neutronenphysikalisches Verhalten, jedoch kommt dem Korrosionsschutz bei Verwendung graphitischer Elemente auch wegen der höheren Temperaturen eine noch größere Bedeutung zu. Dem Vorteil eines höheren Wirkungsgrades steht die Schwierigkeit der durch technische Auslegung unbedingt zu vermeidenden Überschreitung einer bestimmten maximalen H_2O -Konzentration entgegen. Auch hier würde konstruktiv Neuland betreten werden müssen.

Am ehesten realisierbar erscheint ein katastrophenfreies System mit Schwerwasserkühlung. Die Anforderungen an eine möglichst hohe Schwermetallbeladung sind hier weit weniger streng, was auf die mehr graphitähnlichen Moderatoreigenschaften des D_2O zurückzuführen ist. Wenn es gelingt, die heute verfügbaren kugelförmigen HTR-Brennelemente hinreichend korrosionsfest zu machen, so ist ein Schwerwasser-Reaktorkonzept denkbar, bei welchem eine Kernschmelze nicht mehr auftreten kann, falls Leistungsdichte und Kerndimensionen bestimmte Grenzen nicht überschreiten. Allerdings gilt auch hier, daß ein solches System völlig neu entwickelt werden müßte mit allen technischen und wirtschaftlichen Fragen, die sich erfahrungsgemäß mit fortschreitendem Detaillierungsgrad eher verschärfen als vereinfachen.

11. Offene Fragen und notwendige Arbeiten

(W. Scherer, E. Teuchert, L. Wolf)

Die in diesem Bericht behandelten Aspekte und dargestellten Ergebnisse reflektieren in weiten Bereichen den heutigen Kenntnisstand. An mehreren Stellen ist deutlich gemacht worden, daß dieser Wissensstand ein vorläufiger ist und durch weitere Arbeiten vervollständigt werden muß, um zu letztlich belastbaren Aussagen zu kommen.

An vielen Stellen des Berichtes ist der modulare Hochtemperaturreaktor als Beispiel für die angestrebten Systemeigenschaften herangezogen worden. Dies ist zum einen in der historischen Entwicklung der Idee einer katastrophenf freien Kerntechnik begründet, zum anderen zeigt nach heutiger Kenntnis gerade dieser Reaktortyp die besten Voraussetzungen zur Realisierung dieser Art von innovativer Kerntechnik. Aber auch hier sind noch mehrere Fragen offen. Das Störfallverhalten bei massiven Fremdmedieneinbrüchen in den Primärkreis muß durch weitere Experimente und Erweiterung der theoretischen Ansätze noch detailliert untersucht werden. Auch im Bereich des Brennelementverhaltens nach extrem schnellen und gravierenden Leistungstransienten liegt ein Bedarf nach weiteren Experimenten vor. Letztlich sind die Kriterien und Methoden zur Beurteilung der Berstsicherheit zukünftig einzusetzender vorgespannter Druckbehälter bisher nicht ausreichend verstanden. Die Frage der Notwendigkeit oder Zweckmäßigkeit eines Containments ist in diesem Zusammenhang zu sehen.

Der Kenntnisstand in bezug auf die Übertragbarkeit sicherheitsrelevanter Auslegungsprinzipien des HTR auf andere, insbesondere leichtwassergekühlte Reaktoren ist demgegenüber noch erheblich unschärfer. Bisher sind hier lediglich einige Übersichtsberechnungen durchgeführt worden, mit welchen die grundsätzliche Machbarkeit betrachtet wurde. Falls sich in Zukunft der Bedarf nach detaillierteren Aussagen auf diesem Sektor ergeben sollte, so sind hier noch ganz wesentliche weiterführende Aktivitäten erforderlich.

Aus heutiger Sicht lassen sich vier Bereiche angeben, auf denen das Hauptaugenmerk für weitere Aufgabenstellungen und Arbeitsgebiete liegen sollte:

1. Vervollständigung der Analysen hypothetischer Störfälle im HTR
2. Überlegungen zur Designoptimierung von HTR unter den Aspekten Sicherheit und Ökonomie
3. Detaillierung der Ansätze zur Übertragbarkeit von HTR-Sicherheitsprinzipien auf andere Reaktortypen
4. Weiterentwicklung der theoretischen Ansätze und Modelle auch im Zusammenhang mit deterministischer und probabilistischer Vorgehensweise bei extrem unwahrscheinlichen Ereignissen.

Im folgenden sollen einige Bemerkungen zu diesen Themenkreisen gemacht werden.

11.1 Weitere Analysen zu hypothetischen HTR-Störfällen

Die Palette der denkbaren hypothetischen Störfallszenarien in modularen Hochtemperaturreaktoren ist noch nicht vollständig abgearbeitet. Neben den möglichen Folgen schwerer Wasser- und Luftenbrüche in den Primärkreis sind auch die Auswirkungen der generellen Kerngeometrieveränderung nach unterstelltem spontanen Behälterbersten oder bei starken Erdbeben noch detailliert zu untersuchen. Die Effekte der Fremdmedienbrüche können nach Ertüchtigung der Datenbasis durch Experimente (NACOK) und der Computerprogramme (TINTE) analysiert werden. Die Aussagen über die Auswirkungen von Kerndeformationen werden über pauschale Betrachtungen einstweilen nicht hinauskommen, da die Zahl der Freiheitsgrade für eine Untersuchung von Ereignisabläufen zu groß erscheint. Immerhin können pessimistische Abschätzungen soweit präzisiert werden, daß die Relevanz derartiger Szenarien für die Machbarkeit einer katastrophensicheren Kerntechnik eingeordnet werden kann.

Eine besondere Aufmerksamkeit sollte einer Klasse hypothetischer Störfälle gewidmet werden, bei denen weder Reaktivitätsaspekte noch Korrosionsprobleme wesentlich sind, die aber dennoch besondere Auswirkung auf die Systemstabilität haben können. Ungleichgewichte in Wärmeerzeugung und -Abfuhr können zu erheblichen Temperaturumverteilungen und damit verbundenen Komponentenbelastungen führen. Ein Beispiel hierfür ist der Ausfall der Dampferzeugerbespeisung bei vollständigem Versagen des Reaktorschutzsystems. Das Versagen der Reaktorabschaltung kann zusammen mit dem Weiterlaufen des Primärgasgebläses zu einer schnellen Aufheizung auch druckhaltender Komponenten führen. Die Folgen derartiger Szenarien müssen in Zukunft noch eingängig untersucht werden. Möglicherweise hat dies dann Konsequenzen für die Systemauslegung zur Folge.

11.2 Sicherheits-und ökonomierelevante Designoptimierung des modularen HTR

Die rechnerischen Untersuchungen zu den inhärenten Sicherheitseigenschaften des HTR wurden bislang vornehmlich für den Auslegungsfall MODUL-HTR [REUT83] durchgeführt, der mit einer Leistung von 200 MW betrieben wird (vgl. Abschnitt 6 und 7). Diese Reaktorauslegung wurde von der Firma INTERATOM kreiert. Hieran wurde das Prinzip der inhärenten Sicherheit grundsätzlich nachgewiesen und der Vorschlag einer modularen Zusammengliederung von einer Anzahl kleinerer Reaktoren zu einem größeren Kraftwerk erstmalig besprochen. Seither werden für nahezu alle bekannten Reaktortypen kleinere Leistungseinheiten konzipiert und die modulare Zusammengliederung angenommen. Im Hinblick auf ökonomische Optimierung werden allerdings in diesen neuen Konzeptionen die Spielräume, die im Rahmen technologischer Begrenzungen bestehen, erheblich straffer genutzt, als es beim ursprünglichen MODUL-HTR Konzept der Fall ist. Hierin begründet sich die Gefahr einer wirtschaftlichen Fehlbewertung des modularen Kugelhaufenreaktors.

Um einer solchen Fehlbewertung zu begegnen, wird gegenwärtig in mehreren Arbeiten der Entwicklungsspielraum des modularen Kugelhaufen-HTR untersucht. Dabei wurde das Konzept eines Reaktors mit graphitischer Mittelsäule für eine Leistung von 350 MW_{th} entwickelt [HEEK93] und gezeigt, daß das Prinzip der inhärenten Sicherheit auch

für große Reaktoren (bis zu 3000 MW_{th}) zu erreichen ist, wenn diese ringförmig konzipiert werden [SUN92].

Zur Zeit laufen Übersichtsstudien zum Konzept eines fortschrittlichen modularen Kugelhaufenreaktors mit einer Leistung zwischen 400 und 450 MW_{th}. In diesem Reaktor sollen die sicherheitstechnischen Möglichkeiten des Kugelhaufenkonzeptes optimal genutzt werden, so daß er diesen Reaktortyp in einer späteren kommerziellen Phase repräsentieren kann und sich für Vergleiche mit anderen Reaktortypen eignet. Dieser Referenzreaktor wird nach derzeitiger Einschätzung mit einer graphitischen Mittelsäule ausgestattet sein und in Mehrfachdurchlauf der Kugeln beschickt werden.

Für einen derartigen Referenzreaktor wird es erforderlich, die für den MODUL-HTR erbrachten Nachweise der inhärenten Sicherheit zu erneuern und weiter zu erhärten. Hierfür ist zunächst eine überarbeitete ingenieurtechnische Auslegung erforderlich, die sich gegenüber dem derzeitigen MODUL durch eine Reihe von Neuerungen kennzeichnet. Neben dem Konzept eines vorgespannten Stahlbehälters sind neue Lösungen für die Führung des Heliums, für die Kugellentladung und für das Regel- und Abschaltssystem zu erwarten. Auf dieser Grundlage erfolgt die physikalische Auslegung des Reaktors und des Betriebszyklus mit nachfolgenden Studien zur passiven Sicherheit.

Die anschließende Bewertung des Reaktors sollte in einigen Aspekten über die sicherheitsbezogenen Studien des MODUL-HTR hinausgehen. Da es sich um ein Reaktorkonzept handelt, welches sich zu einer breiten Markteinführung eignen soll, sind neben Sicherheit und Wirtschaftlichkeit die Aspekte der Brennstoffversorgung und der Entsorgung von Belang:

- In früheren Untersuchungen zeigt sich die Möglichkeit der Spaltstoffeinsparung durch Anwendung des Thoriumzyklus [TEUC86, RÜTT92].
- Eine erhöhte Ausnutzung der Spaltenergie ist durch die Entwicklung einer Einkreisanlage mit Heliumturbine zu erreichen. Durch den höheren Wirkungsgrad ergibt sich eine erhebliche Uranersparnis.
- Der Einschluß der abgebrannten Brennstoffe in den Coated Particles ist eine günstige Voraussetzung für die sichere, direkte Endlagerung der Brennelemente.
- Bei Anwendung des Thoriumzyklus ist eine erhebliche Verringerung der Menge des anfallenden Aktiniden-Wastes zu erzielen.
- Bei Aufarbeitung und partieller Aktiniden-Abtrennung kann im Thoriumzyklus in besonders einfacher Weise eine Minimierung des langfristigen Gefährdungspotentials des konditionierten Wastes erreicht werden [RÜTT80].

Die genannten Aspekte des Brennstoffzyklus wurden vor Jahren für Konzepte größerer HTR's untersucht. Sie sind von hoher Relevanz, wenn ein neuartiger Typ des modularen Hochtemperaturreaktors zur Markteinführung vorbereitet wird.

11.3 Übertragung von HTR-Sicherheitsprinzipien auf andere Reaktortypen

Ein zentraler Punkt der HTR Sicherheitsphilosophie ist der sichere Einschluß der Spaltprodukte in den Brennelementen auch bei extremen Störfällen. Dies wird durch die Coated Particle Struktur der Brennelemente gewährleistet. Die Übersichtsrechnungen

haben die Grenzen der Übertragbarkeit dieses Merkmals auf leichtwassergekühlte Systeme gezeigt, wenn z.B. das heute übliche Kugelbrennelement beibehalten werden soll. Die Betrachtung anderer Brennelementgeometrien ist erforderlich, wenn man hier weiterkommen will. Auch die Erkenntnis der leichteren Umsetzung des Prinzips für schwerwassergekühlte Systeme eröffnet ein weiteres Aufgabengebiet. Letztlich sollte auch der Detaillierungsgrad zu der Idee des dampfgekühlten Reaktors über das heutige Kenntnissniveau hinaus gesteigert werden, wenn man die Vorteile wassergekühlter Reaktoren mit dem zentralen Sicherheitsmerkmal des HTR verbinden will, um zu katastrophenfreen Lösungen in der Kerntechnik zu gelangen. Wegen der auch beim HTR existierenden Temperaturgrenze von ca. 1600 °C zur Garantie des sicheren Spaltprodukteinschlusses ist eine im Vergleich zum heutigen LWR erhebliche Reduktion der Leistungsdichte wohl zwingend erforderlich, was wiederum zu neuen Arbeiten im Hinblick auf die Systemökonomie Anlaß geben dürfte.

In jedem Fall sollte die Aufgabe angegangen werden, die erkennbaren positiven Anlagenmerkmale heute existierender Reaktorkonzepte in optimaler Weise zu vereinen.

11.4 Weiterentwicklung der theoretischen Modelle

Die Weiterentwicklung der Modellansätze und Programme zur Bearbeitung der anstehenden Fragen konzentriert sich wesentlich auf die Analysemethoden für gravierende Störfälle. Die Methoden für Auslegungs- und Betriebsprobleme können als weitgehend etabliert angesehen werden und sollten nur noch geringen Entwicklungsbedarf haben.

In dem im Zuge dieses Berichtes öfter angeführten Dynamikprogramm TINTE sind eine Reihe von Überarbeitungen notwendig: Im Laufe der Programmentwicklung wurde eine Vielzahl von Lösungsmethoden für die Einzelaspekte entwickelt und ausprobiert; diejenigen die sich weniger bewährt haben sind zu eliminieren, um auch auf diesem Wege das Konvergenzverhalten zu verbessern.

Die beschriebenen Programmerweiterungen für Fremdgase im Primärkreis wurden bisher im wesentlichen nur im 2-dimensionalen Maschennetz implementiert. Lediglich die strömungsbedingte Durchmischung der Gase erfolgt auch im Netzwerk. Für das Berücksichtigen von Gasdiffusionsvorgängen bei stagnierender Netzwerkströmung werden bisher kaum Möglichkeiten, aber auch wenig Bedarf gesehen. Auch die Berücksichtigung von heterogenen chemischen Reaktionen erscheint unnötig, da die Komponenten nur in seltenen Fällen aus Graphit aufgebaut sind. Anders ist die bisher erfolgte Vernachlässigung der homogenen Reaktionen zu sehen: Bedingt durch katalytische Einwirkung, zu deren Erfassung in TINTE bisher keine Lösungsansätze vorhanden sind, die aber an metallischen Komponenten zu erwarten ist, könnten dort sogar erhöhte Reaktionsraten auftreten.

Für die Untersuchung von Reaktivitätseffekten, die durch große Mengen von Wasser im Core ausgelöst werden, wird es notwendig sein, auch Wasser in flüssiger Phase im Primärkreis zu berücksichtigen. Dies kann entweder an den Feststoff gebunden vorliegen, oder im Gasstrom mitgeführt werden. Zu einem Transport von flüssigem Wasser in Form von kleinen Tröpfchen (Nebel) wurden erste Überlegungen angestellt; noch keine Lösungsansätze wurden bisher zu Wasserabscheidungsvorgängen wie Zentrifugierung oder Filterwirkung, sowie dem Leidenfrost-Phänomen bei größeren Tropfen, erarbeitet.

Die Berücksichtigung von Wasser in flüssiger Phase erfordert natürlich auch die Behandlung von Phasenübergängen. Die Verdampfungsgeschwindigkeit kleiner Tröpfchen in der Gasphase wird z.Z. untersucht. Es wird davon ausgegangen daß eine Nebelbildung nur beim Einspritzen von Wasser geschehen und ansonsten vernachlässigt werden kann, da hierzu der Sättigungsdampfdruck sehr weit überschritten werden müßte. Dagegen ist an Feststoffoberflächen mit Phasenübergängen in beiden Richtungen zu rechnen. Ihre Geschwindigkeit dürfte ähnlich wie bei heterogenen chemischen Reaktionen durch den Stofftransport von Wasserdampf zwischen Oberfläche und Gasphase beschränkt werden.

Zur Beurteilung der Berstsicherheit von Reaktordruckbehältern über das Maß hinaus, das durch die Basissicherheit derzeit geboten wird, sind theoretische Ansätze für die bestehenden vorgespannten Druckbehälter aus Spannbeton und Gußstahl weiter zu entwickeln. Insbesondere ist eine Theorie zu erarbeiten, mit welcher beurteilt werden kann, welchen Einfluß das Versagen einzelner Vorspannungselemente auf die Gesamtvorspannungseinrichtung ausüben kann und wie auch dann auf jeden Fall Leck vor Bruch zu garantieren ist. Es ist offenbar z.Zt. davon auszugehen, daß auch die Theorie der Berstsicherheit vorgespannter Druckbehälter auf probabilistische Elemente zurückgreifen muß.

Im Gegensatz zu einem Stahldruckbehälter herkömmlicher Bauweise kann aber durch die große Anzahl von Vorspannungselementen beim vorgespannten Druckbehälter wirklich eine statistische Betrachtungsweise angewendet werden, die mathematisch wohlbegründet und experimentell bestätigt ist. Es ist dann zu prüfen, ob die statistischen Aussagen ein so hohes Maß an Zuverlässigkeit liefern, daß auch von deterministischer Sicherheit für vorgespannte Druckbehälter gesprochen werden kann.

Dies als Ergebnis der Untersuchungen vorausgesetzt, würde die Forderung der mechanischen Stabilität des Reaktorkerns weitgehend erfüllt sein und die Frage des hypothetischen Reaktivitätsstörfalles durch Umordnung der Brennelemente und Einbauten in eine reaktivere Geometrie als die des Auslegungskerns obsolet werden.

Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschäftigt sich mit dem Nachweis der durch ein Kernreaktor-system selbsttätig sicher durchgeführten Begrenzung der nuklearen Leistung und der Temperaturen in den Brennelementen. Ausgehend von allgemeinen Erkenntnissen über Ungleichgewichte in der Neutronenbilanz und unter Würdigung der bisherigen Erfahrungen mit Reaktivitätsstörungen wurde versucht, eine Bestandsaufnahme des heute auf diesem Gebiet vorliegenden Wissens durchzuführen und einen Überblick über noch offene Fragen und zukünftig erforderliche Aktivitäten zu geben. Dabei wurden insbesondere auf dem Gebiet des Hochtemperaturreaktors gewonnene Arbeitsergebnisse herangezogen.

Die Bewertung von Reaktivitätsereignissen stützt sich auf die Analyse von möglichen oder denkbaren Zustandsänderungen des Reaktors, die man im Hinblick auf ihre sicherheitstechnische Relevanz und erwartete Häufigkeit in solche des Auslegungsbereiches und solche von hypothetischen Störfallsituationen gliedern kann. Hypothetische Reaktivitätseffekte sind dadurch gekennzeichnet, daß Annahmen für Ausgangsszenarien und Randbedingungen von extrem kleiner Wahrscheinlichkeit gemacht werden müssen, daß aber die potentiellen Auswirkungen im Vergleich zu denen des Auslegungsbereichs erheblich gravierender sein können.

Die bisherige Erfahrung mit Reaktivitätsstörfällen umfaßt Experimente mit gewollt induziertem Neutronenungleichgewicht bis hin zu schweren Unfällen wie dem Tschernobyl-Fall von 1986. Die sorgfältige Analyse derartiger Ereignisse hat zu einer stetigen konstruktiven Weiterentwicklung der Sicherheitssysteme, aber auch zu der Erkenntnis geführt, daß schon in der Konstruktion des Reaktors weitestgehend physikalische Prinzipien zur inhärenten Stabilisierung von Leistung und Temperatur berücksichtigt werden müssen.

Das wichtigste derartige Prinzip zur Selbststabilisierung eines Reaktors ist das der sog. negativen Rückkopplung, ausgedrückt durch Reaktivitätskoeffizienten bestimmter physikalischer Größen, z.B. der Temperatur. Bei hinreichender (negativer) Größe des Temperaturkoeffizienten können externe oder interne Reaktivitätsstörungen durch genügend kleine Temperaturerhöhungen aufgefangen werden. Im Gegensatz zu aktiven Begrenzungs- und Abschaltssystemen, für die Überwachung, Wartung, Reparatur und Erneuerung zur Sicherstellung der Funktionsfähigkeit notwendig sind, kann ein auf physikalischen Wirkungen aufbauendes Feedbacksystem nicht versagen, wenn die Anlage in allen Temperatur- und Leistungsbereichen mit einem solchen ausgestattet ist.

Zur Analyse von Reaktivitätsstörfällen und zum Nachweis der selbsttätig sicher wirkenden Begrenzung von Leistung und Temperaturen sind hinreichend abgesicherte (validierte) Modelle und Rechenprogramme erforderlich. Es wurde an mehreren Beispielen dargestellt, welche Art von Modellen in diesem Zusammenhang betrachtet werden müssen und wie der Validierungsstand der zugehörigen Programme heute ist.

Das Programmsystem V.S.O.P. wurde zur Beschreibung des Reaktorlebens vornehmlich von gasgekühlten HTR entwickelt, aber auch schon zur Darstellung von LWR mit Erfolg eingesetzt. Zu beliebiger Zeit im Reaktorleben konnten in diesem Modell Störfälle initiiert und deren Auswirkungen untersucht werden, falls eine quasistationäre Behand-

lung erlaubt war. Auf diese Weise wurden auch hypothetische Ereignisse, wie die vollständige Druckentlastung im HTR oder die Folgen von Reaktivitätsänderungen durch veränderte Moderation analysiert.

Das Programmsystem HTR-2000 wurde in erster Linie entwickelt, um den Betrieb eines Hochtemperaturreaktors zu begleiten. Aktuell eingesetzt wurde es am AVR-Reaktor in Jülich. Zum einen konnten damit für den Leistungsbetrieb genehmigungsrelevante Daten erzeugt werden, um eine durch Auflagen der Genehmigungsbehörde behaftete Reaktorfahrt zu gewährleisten. Zum anderen wurden Basisdaten zur Auswertung von Experimenten, die am AVR durchgeführt wurden, zur Verfügung gestellt. Über die natürlicherweise sehr umfassenden AVR-Erfahrungen hinaus wurden auch ausführliche Untersuchungen zum Reaktivitätsverhalten beim Entladen des THTR-300 Kernkraftwerkes vorgenommen.

Das Programm TINTE ermöglicht die rechnerische Verfolgung von Transienten im HTR-Primärkreis. Neutronendynamik und Temperaturberechnungen, sowie die Durchmischung des Kühlgases Helium mit Fremdgasen und deren chemische Wechselwirkung mit Graphit sind hierfür die Basis. Hauptanwendungsgebiete sind Untersuchungen, bei denen ein unveränderter nuklearer Zustand oder eine nukleare Abschaltung nicht vorausgesetzt werden können, und bei denen die Rückwirkungen durch Änderungen von Temperaturen und von Stoffzusammensetzungen auf das nukleare Geschehen wesentlich sind. Damit eignet sich TINTE insbesondere für Untersuchungen der sicherheitsrelevanten Konsequenzen von Störfällen eines HTR.

Die vorgestellten Programme wurden in den vergangenen Jahren bei stetiger Weiterentwicklung mit Erfolg auf eine Vielzahl von typischen Fragestellungen angewendet und parallel dazu sowohl an Experimenten als auch an vergleichbaren Programmen validiert.

Mit Hilfe dieser Modelle und Programme wurden am Beispiel des MODUL-HTR die selbststabilisierenden Eigenschaften an einer Vielzahl von betrieblichen und hypothetischen Störfallszenarien untersucht. Insbesondere im auslegungsüberschreitenden Bereich konnte dabei ein ausgezeichnetes dynamisches Verhalten des Reaktors nachgewiesen werden. Selbst bei Unterstellung extremer Rand- und Anfangsbedingungen wurde in keinem Fall ein Indiz für ein katastrophales Versagen des Systems gefunden. Damit ist im modularen Hochtemperaturreaktor mit kugelförmigen Brennelementen ein sehr aussichtsreicher Kandidat zur Erfüllung der Bedingungen für eine katastrophenfreie Kerntechnik identifiziert.

Für die endgültige Entladung des THTR konnte gezeigt werden, daß auch dabei keine Kritikalitätsprobleme auftreten. Zwar findet bei der Entladung zunächst ein Reaktivitätsanstieg aufgrund der speziellen Bewegung der Kugelbrennelemente statt, der jedoch durch eine zusätzliche Zugabe von Absorberkugeln sicherheitstechnisch beherrscht wird. Die anhand der Modellanalyse vorgeschlagene Maßnahme ist im konkreten Fall dann auch erfolgt.

Ein wesentliches Hemmnis für eine noch größere Weiterverbreitung des bekannten LWR Typs insbesondere unter dem Aspekt der öffentlichen Akzeptanz stellt die diesem Reaktorkonzept innewohnende Möglichkeit der Kernschmelze in hypothetischen Störfallsituationen dar. Neuere Entwicklungen haben daher den Nachweis der Beherrschbarkeit

der potentiellen Schmelze zum Ziel. Gelingt dieser Nachweis, so ist eine derartige Kernenergie im Sinne der eingangs dieses Berichtes gegebenen Definition katastrophenfrei.

Ausgehend von den bereits nachgewiesenen hervorragenden Sicherheitseigenschaften des Hochtemperatur-Reaktors wurde andererseits die Frage aufgeworfen, ob nicht durch geeignete Auslegung unter Nutzung der vom HTR bekannten Prinzipien und Materialien ein wassergekühlter Reaktor konstruierbar sei, der das Auftreten einer Kernschmelze prinzipiell aufgrund seiner physikalischen Eigenschaften verhindert.

Die unter diesem Aspekt durchgeführten grundsätzlichen, auf die Neutronenphysik und speziell das Reaktivitätsverhalten gerichteten Untersuchungen zeigen, daß das im HTR hervorragend bewährte Brennelementkonzept mit Coated Particle Füllung nicht ohne weiteres auf wassergekühlte Systeme übertragbar ist. Sowohl die starke Moderation in der Graphitumhüllung der beschichteten Teilchen als auch deren maximal erreichbare Schüttdichte führen zunächst zum Auftreten einer Reaktivitätssteigerung bei Reduktion der Kühlmitteldichte, d.h. zu einem instabilen neutronenphysikalischen Verhalten schon im Normalbetrieb. Dieser Effekt kann durch verschiedene Maßnahmen vermieden werden, die allerdings zu erheblichen Designänderungen von Brennelement und/oder Reaktorkonzept führen.

Für Leichtwasserkühlung muß bei kugelförmigen Brennelementen eine sehr hohe Schwermetallbeladung angestrebt werden. Bei Wasserdampfkühlung ergibt sich ein wesentlich besseres neutronenphysikalisches Verhalten, jedoch kommt dem Korrosionsschutz bei Verwendung graphitischer Elemente auch wegen der höheren Temperaturen eine noch größere Bedeutung zu. Am ehesten realisierbar erscheint ein katastrophenfreies System mit Schwerwasserkühlung. Die Anforderungen an eine möglichst hohe Schwermetallbeladung sind hier weit weniger streng, was auf die mehr graphitähnlichen Moderatoreigenschaften des D_2O zurückzuführen ist.

Die in diesem Bericht behandelten Aspekte und dargestellten Ergebnisse reflektieren in weiten Bereichen den heutigen Kenntnisstand. An mehreren Stellen ist deutlich gemacht worden, daß dieser Wissensstand ein vorläufiger ist und durch weitere Arbeiten vervollständigt werden muß, um zu letztlich belastbaren Aussagen zu kommen. Aus heutiger Sicht lassen sich vier Bereiche angeben, auf denen das Hauptaugenmerk für weitere Aufgabenstellungen und Arbeitsgebiete liegen sollte:

1. Vervollständigung der Analysen hypothetischer Störfälle im HTR
2. Überlegungen zur Designoptimierung von HTR unter den Aspekten Sicherheit und Ökonomie
3. Detaillierung der Ansätze zur Übertragbarkeit von HTR-Sicherheitsprinzipien auf andere Reaktortypen
4. Weiterentwicklung der theoretischen Ansätze und Modelle.

Unüberwindbare Hindernisse auf dem Weg zu einer katastrophenfreien Kerntechnik im Hinblick auf die selbsttätig sichere Begrenzung von Reaktorleistung und Brennelementtemperatur sind heute nicht erkennbar. Der modulare Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor erscheint als ein für das Ziel hochgradig geeigneter Kandidat, und es sind vielversprechende Ansätze auch für andere Reaktortypen sichtbar geworden. Es bleibt zu

hoffen, daß mit fortschreitender Entwicklung katastrophenfreier Reaktorkonzepte auch die Akzeptanz der Kernenergie durch die Öffentlichkeit zurückgewonnen werden kann.

Referenzen

- [AVR66] Sonderheft:
AVR Versuchskraftwerk mit Kugelhaufenreaktor in Jülich
Atomwirtschaft 1966, p 218-271
- [AVR68] *Sicherheitsbericht für das Atom Versuchskraftwerk Jülich*
AVR GmbH 1968
- [ASKE66] **J.R. Askew et al.**
A General Description of the Lattice Code WIMS
JBNES, Vol 5, No 4, p 564, October 1966
- [BANA83] **J. Banaschek**
Berechnungsmethoden und Analysen zum dynamischen Verhalten von Kraftwerksanlagen mit Hochtemperaturreaktor Jül-1841 (August 1983)
- [BBK68] *Glaskugelmodellversuch Nr. 47*
Versuchsbericht BBK V 68/41, Brown Boveri Krupp GmbH
- [BBK69] *Glaskugelmodellexperimente im Maßstab 1:7*
Arbeitsbericht BBK E1-69/20, Brown Boveri Krupp GmbH
- [BERG88] **R. Berger-Rossa**
Rückhaltung und Umverteilung von Spaltprodukten im Core und im Primärkreislauf von Hochtemperaturreaktoren bei hypothetischen Störfallereignissen Jül-2188 (März 1988)
- [BELL70] **G. Bell, S. Glasstone**
Nuclear Reactor Theory
Van Nostrand Reinhold Company, New York (1970)
- [BROC89] **H. Brockmann, U. Ohlig:**
Erstellung einer 68-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek im GAM-I Format und einer 30-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek im THERMALIZATION Format KFA Jülich, Interner Bericht, IRE-IB-3/89 (1989)
- [BROW90] **P.E. Brown, E. Foster, A.J. Fudge, A.J. Inns**
Estimation of Actinide Content in GO Fuel Elements
AEA Fuel Services, Harwell, AERE-G 5542 (April 1990)
- [CHER92] **A.S. Chernikov et al.**
Behaviour of HTGR Spherical Fuel Elements at Short-Term High-Temperature Exposure in Impulse Graphite Reactor (IGR)
Scientific and Industrial Association "LUTCH", Russia (1992)
- [DARV69] **J. Darvas**
Ankoppelung der Spektralprogramme GAM und THERMOS an das zweidimensionale Diffusionsprogramm EXTERMINATOR II
KFA Jülich, Interner Bericht, IRE/69-2 (1969)

- [DEGA91] **Y. Degaltsev, A. Chernikov, A. Khrulev**
HTR Fuel Experiments Simulating Reactivity Increase in Pulse Reactors
 IAEA Technical Workshop on Fuel Performance and Fission Product Transport
 in Gas-Cooled Reactors
 KFA-Jülich, December 1991
- [DIAM90] **D.J. Diamond, C.J. Hsu, R. Fitzpatrick, D. Mirkovic**
Reactivity Accidents with the Potential for Catastrophic Fuel Damage
 Nucl. Saf. 31 (1990) (3)
- [DIET55] **J.R. Dietrich**
Experimental Determinations of the Self-Regulation and Safety of Operating Water-Moderated Reactors
 Proceedings of the First U.N. International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy,
 Geneva, 1955, Vol.13, p.88
- [DRÜK79] **V. Drücke, D. Filges, R. Nabbi, R.D. Neef, N. Paul, H. Schaal**
Ergebnisse der Untersuchungen zur heterogenen Vergiftung mit Bor- bzw. Hafniumhaltigen Absorberelementen am Kritischen Experiment zum Hochtemperaturreaktor (KAHTER)
 Jül-1621 (Oktober 1979)
- [DRÜK82] **V. Drücke, W. Litzow, N. Paul**
Ergebnisse der kritischen Experimente zur OTTO-Beladung an der kritischen Anlage zum Hochtemperaturreaktor (KAHTER)
 Jül-Spez-187 (Dezember 1982)
- [ERGE64] **W.K. Ergen**
SPERT-I "Destructive" Test with UO_2 Fuel
 Nuclear Safety, Vol.5, No.3, 231 (1964)
- [FALT93] **G. Falta, A. Strigl, J. Zeger**
Untersuchung der Schwermetallgehalte an fünf abgebrannten AVR-Brennelementen
 Forschungszentrum Seibersdorf, OEFZS-A-2749 (November 1993)
- [FELT91] **W. Feltes, T. Kindt, N. Kohtz, H. Haque**
 Abschlußbericht zum F&E-Vorhaben
Untersuchung zur Erfüllung der sicherheitstechnischen Randbedingungen beim Erstkern
 INTERATOM-Bericht 54.08082.4 vom 29.V.91,
 SIEMENS-INTERATOM, D-51429 Bergisch Gladbach 1, Postfach
- [FOWL71] **T.B. Fowler, D.R. Vondy, G.W. Cunningham**
Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION
 Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-2496, Rev. 2 (July 1971)

- [FROE93] **W. Fröhling, H. Hohn, K. Kugeler, Y. Sun, Z. Zhang**
The NACOK-Experiment on Natural Convection of Air through the Core
 IAEA TCM 'Resonse of Fuel, Fuel Elements and Gas-Cooled Reactor Cores under
 Accidental Air and Water Ingress Conditions'
 INET, Beijing, China, 25.-27. Oktober 1993
- [FUKU90] **K. Fukuda, K. Hayashi, K. Shiba**
Fuel Behaviour and Fission Product Release under HTGR Accident Conditions.
 JAERI Dep. of Fuels and Material Research
 Status of Fuel Research, HTA KFA Jülich, 1990
- [GARB75] **D. Garber, C. Dunford, S. Pearlstein**
 ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File,
 ENDF
 BNL-NCS-50496 (ENDF 102), General Reactor Technology - TIP- 4500
 Brookhaven National Laboratory, (1975)
- [GERW75] **H. Gerwin, W. Scherer**
Ein Beitrag zur theoretischen Interpretation von Reaktivitätsmessungen
Das Kritische HTR-Experiment KAHTER als Testbeispiel
 Jül-1177 (März 1975)
- [GERW79] **H. Gerwin, W. Scherer**
Ein diffusionstheoretisches Simulationsverfahren zur Behandlung des oberen
Hohlraumes im Kugelhaufen-HTR
 Jül-1599 (Juli 1979)
H. Gerwin, W. Scherer
Treatment of the Upper Cavity in a Pebble-Bed High-Temperature Gas-Cooled
Reactor by Diffusion Theory
 Nucl. Sci. Eng. 97, 9-19, (1987)
- [GERW87] **H. Gerwin:**
Das zweidimensionale Reaktordynamikprogramm TINTE,
Teil 1: Grundlagen und Lösungsverfahren,
 Jül-2167 (November 1987)
- [GERW89a] **H. Gerwin:**
Das zweidimensionale Reaktordynamikprogramm TINTE,
Teil 2: Anwendungsbeispiele,
 Jül-2262 (Februar 1989)
- [GERW89b] **H. Gerwin, W. Scherer, and E. Teuchert**
The TINTE Modular Code System for Computational Simulation of Transient
Processes in the Primary Circuit of a Pebble-Bed High-Temperature Gas-Cooled
Reactor
 Nucl. Sci. Eng., 103, 302-312, (1989)
- [GERW93] **H. Gerwin, W. Scherer**
Die Behandlung der Nachzerfallswärme im Reaktordynamikprogramm TINTE
 Jül-2791 (Juli 1993)

- [GOLD62] **R. Goldstein et al.**
Theory of Resonance Absorption of Neutrons
 Nuclear Science and Engineering 13, 132-140 (1962)
- [GREE78] **N.N. Green, W.E. Ford et al.**
AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. Revised for AMPX-II
 Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM - 3706 (Dez. 1978)
- [GRS87] **Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH**
Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl
 GRS-S-40 (1987)
- [GRS89] **Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH**
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B
Eine zusammenfassende Darstellung
 GRS-72 (Juni 1989)
- [HALL92] **N. Hallerbach**
Konzeption eines Kugelhaufenreaktors mit Brennelementen aus Aluminiumoxid und Kühlung durch Wasser mit Ermittlung der Eigenschaften der passiven Sicherheit durch Computersimulation
 Diplomarbeit an der RWTH-Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, Dez. 1992
- [HANS75] **U. Hansen**
The V.S.O.P. System Present Worth Fuel Cycle Calculation Methods and Codes, KPD
 Atomic Energy Establishment Winfrith, England,
 Dragon Project Report 915 (1975)
- [HEEK93] **A. van Heek**
Untersuchung verschiedener Modifikationen des modularen Hochtemperaturreaktors zur Kostensenkung
 Dissertation, RWTH-Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, (1992)
- [HENN89] **H.H. Hennies, G. Kessler**
Improved Containment Concept for Future PWR
 International Workshop on
 "Safety of Nuclear Installations of the Next Generation and Beyond"
 Chicago, Ill. USA (Aug. 28-31, 1989)
- [HINS90] **H.K. Hinssen, W. Katscher, K.-J. Loenßen**
Experimental Investigation of Corrosion of IG-110 Graphite by Steam
 Jül-Spez-578 (July 1990)
- [HINS93] **H.K. Hinssen, W. Katscher, K.-J. Loenßen, R. Moormann**
Korrosion von graphitischen Hochtemperaturreaktor-Werkstoffen mit Wasserdampf/Helium Mischungen im Druckbereich von 3 - 55 bar bei Temperaturen von 900 - 1150 C
 Jül-2747 (März 1993)

- [HONE61] **H.C. Honeck**
THERMOS: A Thermalization Transport Code for Reactor Lattice Calculations
 Brookhaven National Laboratory, BNL-5826 (1961)
- [IAEA91] **International Atomic Energy Agency**
Present Status of the PROTEUS HTR Experiments
 Proceedings of a Specialists Meeting, held in Villigen, Switzerland, May 1990,
 IWGGCR/24
 International Atomic Energy Agency, Wien (1991)
- [IAEA93] **International Atomic Energy Agency**
Reactivity Accidents
 Technical Report Series No.354,
 International Atomic Energy Agency, Wien (1993)
- [JEF85] JEF-1 Nuclear Data Library (Edited 1985)
- [JOAN61] **G.D. Joanou, J.S. Dudek**
GAM-I: A Consistent P_1 Multigroup Code for the Calculation of Fast Neutron Spectra and Multigroup Constants
 GA-1850 (1961)
- [KINS83] **R. Kinsey, B.A. Magurno:**
ENDF-102: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-V
 BNL-NCS-50496 (1983)
- [KOLB78] **G. Kolb**
Angewandte Systemanalyse
 Nr. 8
Studie über die Wirtschaftlichkeit der Stromerzeugung mit Hochtemperatur-Reaktoren
 Jül-1527 (1978)
- [KOST87] **N. Kostka, K. Hammeke:**
Ermittlung von Stoffdaten der Gase O_2 , N_2 , CO , CO_2 , He , H_2O , H_2 , CH_4 , CH_3OH und C_2H_5OH und der Mischungen aus diesen Gasen,
 Jül-2112 (Januar 1987)
- [KRAN91] **L. Kranz**
Spaltprodukttransport im Hochtemperaturreaktor: Theorie, programmtechnische Umsetzung und Überprüfung an Experimenten
 Jül-2463 (März 1991)
- [KRIN75] **J.J. Krings, V. Drücke, H. Jonas, N. Kirch, R.D. Neef und M. Rückert**
Die Kritische Anlage KAHTER zum Hochtemperaturreaktor
Konstruktion und experimentelle Ergebnisse der Phase I mit homogener Beladung
 Jül-1215 (Juli 1975)
- [KRÜG74] **K. Krüger**
Errechnen der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur mit Hilfe der Gebläsekennlinie
 AVR Aktennotiz vom 19. 11. 1974

- [LIEB80] **J. Lieberoth, A. Stojadinovic**
Neutron Streaming in Pebble Beds
Nucl. Sci. Eng. 76, 336 (1980)
- [LNRW89] *Beschluß der Landesregierung NRW zum THTR-300 vom 26. 4. 1989*
Information der Landesregierung NRW (1989)
- [LOHN89] **G.H. Lohnert, T. Kindt, W. Scherer**
Das Verhalten des HTR-Moduls bei Reaktivitätsstörfällen
DATF, JT Kerntechnik (1989)
- [LOHN92] **G.H. Lohnert**
Die finale Sicherheit des HTR-Moduls bei hypothetischen Störfällen
DATF, JT Kerntechnik (1992)
- [MALY73] **V. Maly**
Neutronenphysikalischer Einfluß des oberen Hohlraumes im Kugelhaufenreaktor
Jül-932-RG März 1973
- [MATH90] **D. Mathews, R. Chawla**
LEU-HTR PROTEUS Computational Benchmark Specifications
PSI, TM-41-90-38 (1990)
- [MATH93] **D. Mathews:**
More HTR-PROTEUS Core 1 Calculations and Some Core 2 Possibilities
PSI, TM-41-93-01 (1993)
- [MAUL93] **K. Maull, W. Feltes, K. Röllig, W. Stratmann**
Untersuchungen zum Reaktivitätsverhalten des THTR-Cores während der Entladung
DATF, Jahrestagung Kerntechnik (1993), p. 27
- [MILL54] **R.W. Miller, A. Sola, R.N. McCardell**
Report on the SPERT-I Destructive Test Program on an Aluminium Plate-Type Water-Moderated Reactor
Report IDO-16883, Phillips Petroleum Co. (1954)
- [MODU88] **Hochtemperatur-Reaktor MODUL-Kraftwerksanlage**
Sicherheitsbericht
Siemens/Interatom (November 1988)
- [MYNA69] **F. R. Mynatt, F.J. Muckenthaler, P.N. Stevens**
Development of Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Theory for Radiation Shielding
CFC-INF-952 (August 1969), Oak Ridge, Tennessee
- [NABI92] **H. Nabelek, K. Fukuda, K. Minato, T. Ogawa, Hayashi, K. Shiba**
Calculation of Particle Temperatures in NSRR Tests
JAERI Fuel Irradiations and Analysis Laboratory
Dep. of Fuels and Material Research
Working Report (March, 13, 1992)

- [NIES94] **F. Nießen et.al.**
Das Prinzip der selbsttätigen Nachwärmeabfuhr bei Kernreaktoren
 KFA Jülich, Jül-Bericht in Vorbereitung
- [NORD61] **L.W. Nordheim, G.F. Kuncir**
A Program of Research and Calculations of Resonance Absorptions
 General Atomic, San Diego, GA-2527 (1961)
- [OHLI92] **U. Ohlig**
Calculations for the LEU-HTR PROTEUS Benchmark
 IAEA Coordinated Research Program: Validation of Safty-Related Reactor Physics
 Calculations for Low-Enriched HTGRs
 3. Research Coordinating Meeting, Villigen, Schweiz (1992)
- [ORIG76] **ORIGEN-Library. NEA Datenbank (Stand 1976)**
- [PETE83] **K. Petersen**
Zur Sicherheitskonzeption des Hochtemperaturreaktors mit natürlicher Wärmeableitung aus dem Kern im Störfall
 Jül-1872 (Oktober 1983)
- [POHL82] **P. Pohl, M. Wimmers**
Durchführung und Auswertung eines physikalischen Meßprogramms zur Ermittlung einer "heißen" Stabkurve
 ARBEITSGEMEINSCHAFT VERSUCHS-REAKTOR AVR,
 Gesellschaft mit beschränkter Haftung, Düsseldorf,
 Jülich, Juni (1982)
- [REUT83] **H. Reutler, G.H. Lohnert**
The Modular High-Temperature Reactor
 Nuclear Technology Vol. 62 (July 1983) 22-30
- [ROES94] **J. Roes**
Experimentelle Untersuchungen zur Graphitkorrosion und Aerosolentstehung beim Lufteinbruch in das Core eines Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors
 Dissertation, RWTH-Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, (1994)
- [RÜTT80] **H.J. Rütten, R. Schulten, E. Teuchert**
Begrenzung der Toxizität von Actiniden-Waste
 Atomwirtschaft 25, pg. 377 (1980)
- [RÜTT91] **H.J. Rütten, K.A. Haas**
NAKURE, Programm zur Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Hochtemperaturreaktoren mit kugelförmigen Brennelementen
 KFA Jülich, Interner Bericht KFA-ISR-IB-1/91, Januar 1991
- [RÜTT92] **H.J. Rütten, E. Teuchert**
Advanced Safety Features of Pebble-Bed HTR's with Thorium Utilization
 Proceedings of International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Vol 1, Tokyo (Okt. 1992)

- [RÜTT93] **H.J. Rütten**
The Depletion Computer Code ORIGEN-JÜL-II
 Jül-2739 (März 1993)
- [SCHE73] **W. Scherer**
Das Kritische HTR-Experiment CESAR-2
 Jül-975-RG (Juli 1973)
- [SCHE74] **W. Scherer, H. Gerwin, R.D. Neef**
Theoretische Analyse des kritischen HTR-Experimentes KAHTER
 Jül-1136-RG (November 1974)
- [SCHE76] **W. Scherer and H.J. Neef**
Determination of Equivalent Cross Sections for Representation of Control Rod Regions in Diffusion Calculations
 Jül-1311 (Juli 1976)
- [SCHE87] **W. Scherer, H. Gerwin, T. Kindt and W. Patscher**
Analysis of Reactivity and Temperature Transient Experiments at the AVR High-Temperature Reactor
 Nucl. Sci. Eng., 97, 58-63, (1987)
- [SCHU90] **R. Schulten**
Keramische Materialien für den Hochtemperaturreaktor
 Journal of Nuclear Materials 171 (1990) 1-8
- [SCHU91] **R. Schulten**
The HTR with SiC-Technology: Full Fail-Safe
 Forum Electricity beyond 2000, Oct. 1-4, 1991, Washington, D.C.
- [SOKC91] **M. Sokcic-Kostic:**
Thermo-Fluid-Dynamik, Korrosion und Reaktivitätseffekte bei Wasser- und Lufteintrittsstörfällen in Hochtemperaturreaktoren
 Jül-2437 (Februar 1991)
- [SOOD62] **H. Soodak (Editor)**
Reactor Handbook
 Vol. III, Part A, Physics Interscience Publishers, NY , 1962
- [SUN92] **Y. Sun**
Untersuchungen zur Übertragung der Sicherheitseigenschaften des MODUL-Reaktors auf einen großen Leistungsreaktor
 Jül-2585 (Februar 1992)
- [TEUC70] **E. Teuchert, K.A. Haas**
ZUT-DGL-V.S.O.P.: Programmzyklus für die Resonanzabsorption in heterogenen Anordnungen
 KFA Jülich, Interner Bericht, IRE-70-1 (1970)
- [TEUC80] **E. Teuchert, U. Hansen, K.A. Haas**
V.S.O.P.- Computer Code System for Reactor Physics and Fuel Cycle Simulation
 Jül-1649 (1980)

- [TEUC86] **E. Teuchert**
Brennstoffzyklen des Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktors in der Computersimulation
 Jül-2069 (1986)
- [TEUC87] **E. Teuchert, K.A. Haas, W. Scherer, J. Singh**
Rechnerische Studie zur Einleitung des Tschernobyl-Unfalles
 Atomwirtschaft 32, pg. 86-89 (Feb. 1987)
- [TEUC92] **E. Teuchert, H.J. Rütten, K.A. Haas**
Rechnerische Darstellung des HTR-Modul-Reaktors
 Jül-2618 (Mai 1992)
- [TEUC93] **E. Teuchert, K.A. Haas, H.J. Rütten, Y. Sun**
Reduction of the Reactivity of Water Ingress in Modular Pebble Bed HTR's
 Nucl. Tech. 102, 192 - 195 (1993)
- [TEUC94] **E. Teuchert et.al.**
V.S.O.P.('94) Computer Code system for Reactor Physics and Fuel Cycle Simulation Input Manual and Comments
 Jül-2897 (April 1994)
- [THMP73] **T.J. Thompson**
Accidents and Destructive Tests
 In The Technology of Nuclear Safety, Volume 1, Reactor Physics and Control (Edited by T.J. Thompson and J.G. Beckerley), The MIT Press
 Cambridge, Massachusetts (1973)
- [THOM89] **F. Thomas**
HTR-2000: Programmcode zur rechnerischen Betriebsbegleitung von HTR's
 Jül-2261 (Januar 1989)
- [TODT62] **F.Todt**
FEVER - A One-Dimensional Few Group Depletion Program for Reactor Analysis
 General Dynamics - General Atomic, GA-2749 (1962)
- [USSR86] **USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy**
The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences
 Information compiled for the IAEA Expert's Meeting, 25-29 August 1986,
 Vienna
- [WAGE82] **R. Wagemann, Th. Grotkamp, U. Wawrzik, I. Büttgen**
Vergleich der Rechenmodelle AVR70/AVR80 und Zusammenstellung der Reaktorphysikalischen Daten des AVR-Atomversuchskraftwerks für das Jahr 1981
 ARBEITSGEMEINSCHAFT VERSUCHS-REAKTOR AVR,
 Gesellschaft mit beschränkter Haftung, Düsseldorf,
 Jülich, 1982

- [WAHL79] **J. Wahl**
Fehlerbetrachtung zur Bestimmung der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur
 AVR Aktennotiz vom 14. 8. 1979
- [WEIN58] **A. Weinberg, E. Wigner**
The Physical Theory of Neutron Chain Reactors
 The University of Chicago Press (1958)
- [WERN85] **H. Werner**
Messung der Brennelementverweilzeiten im Innencore des AVR Reaktors
 Az: H5-X1a, AVR GmbH 1985
- [WERN89] **H. Werner, E. Teuchert, F. Thomas**
Changing the Fuel Cycle from HEU to LEU in the AVR Reactor
 Proceedings of the XIIth International Meeting on
 "Reduced Enrichment for Research and Test Reactors"
 Berlin 10.-14. September 1989
 ISSN 0938-6521, ISBN 3-89336-063-8
- [WILL92] **T. Williams**
HTR PROTEUS CORE I
Approach to Critical and Measurement of Safety Parameters
 PSI, TM-41-92-38 (1992)
- [WIMM87] **M. Wimmers and P. Pohl**
Planning and Performance of Dynamic Experiments with the AVR Power Plant
 Nucl. Sci. Eng. 97, 53-57, (1987)
- [WOLO88] **F. Woloch**
Ertüchtigung theoretischer Methoden für die Coreauslegung des HTR
 OEFZS-A-1260
 EA-322/88
 Österreichisches Forschungszentrum Seibersdorf 1988
- [ZIER89] **E. Ziermann**
Betriebserfahrungen am AVR
 AVR - 20 Jahre Betrieb
 Ein deutscher Beitrag zu einer zukunftsweisenden Energietechnik
 Verein Deutscher Ingenieure, VDI-Bericht 729 (1989)

Jül - 2960

August 1994

ISSN 0944-2952